



UNIVERSIDAD NACIONAL
AUTÓNOMA DE
MÉXICO

UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

**PROGRAMA DE MAESTRIA Y DOCTORADO EN
INGENIERIA**

FACULTAD DE INGENIERIA

**DISEÑO Y OPTIMIZACION DE
COMBUSTIBLE NUCLEAR PARA EL
RECICLADO DE COMBUSTIBLE GASTADO
EN REACTORES DE AGUA EN EBULLICION**

T E S I S

QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:

DOCTOR EN INGENIERIA

ENERGIA-ECONOMIA DE LA ENERGIA

P R E S E N T A :

M.C. JUAN RAFAEL GUZMAN ARRIAGA



TUTOR:

DR. JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE

2008



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

JURADO ASIGNADO:

Presidente. DR. GILBERTO ESPINOSA PAREDES
Secretario: DR. JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE
Vocal: DRA. CECILIA MARTÍN DEL CAMPO MARQUEZ
1er. Suplente: DR. ALEJANDRO NUÑEZ CARRERA
2do. Suplente: DR. JAIME MORALES SANDOVAL

Lugar o lugares donde se realizó la tesis:

FACULTAD DE INGENIERÍA DE LA UNAM

TUTOR DE TESIS:

DR. JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE

FIRMA

*No conocemos lo verdadero si
ignoramos la causa.*

Aristóteles.

Dedicatoria

A mi papá (Rafael) y mi mamá (Francisca)

Quienes me impulsaron a seguir mis estudios en los momentos más difíciles de mi vida.

A mi esposa

Para quien un sacrificio de ella es un sacrificio mío y un triunfo mío es un triunfo de ella.

A mis hermanos y sobrinos: Lupita, Vero, Moni, Martín, Lolito, Yudith, Carlitos, Luisito, Pepito, Fanith, Fer, y Juanjose.

Con todo Cariño y Amor.

Agradecimientos

Mi más sincero agradecimiento al Dr. Juan Luis François Lacouture, profesor de la Universidad Nacional Autónoma de México, por el apoyo que me brindó como director de esta tesis y la cual no hubiera podido ser concluida sin su atinada dirección.

A la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México por la oportunidad que me brindó para realizar mis estudios de doctorado.

A los profesores: Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez, Dr. Alejandro Nuñez Carrera, Dr. Gilberto Espinosa Paredes, y Dr. Jaime Morales Sandoval, por sus valiosos comentarios y recomendaciones que contribuyeron a enriquecer este trabajo.

Agradezco al CONACYT por la beca otorgada para la realización de mis estudios de doctorado, y por el apoyo recibido a través del proyecto NSF-2004-C01-9.

*Diseño y Optimización de
Combustible Nuclear para
el Reciclado de Combustible
Gastado en Reactores de
Agua en Ebullición*

Índice

Índice	i
Lista de Tablas.....	v
Lista de Figuras	ix
Acrónimos	xv
Resumen	xvii
Abstract.....	xxi
Introducción.....	xxiii
Referencias	xxv
Capítulo 1	1
Antecedentes.....	1
1.1 Introducción.....	1
1.2 Impacto Radiológico del Reciclado de los Actínidos.....	2
1.3 Esquemas del Reciclado de los Actínidos	3
1.3.1 Reactores Térmicos	3
1.3.2 Reactores Rápidos	3
1.3.3 ADS	4
1.4 Esquemas de los Ciclos de Combustible	5
Referencias	7
Capítulo 2	9
Validación del Código HELIOS.....	9
2.1 Introducción.....	9
2.2 Códigos Internacionales	10
2.3 Modelo de la Celda de Combustible.....	11
2.4 Resultados y Discusión.....	14
2.5 Conclusiones.....	24
Referencias	25

Capítulo 3	27
Diseño y Análisis de Ensamblés Homogéneos.....	27
3.1 Introducción.....	27
3.2 La Composición de Materiales	28
3.3 La Logística del Multireciclado.....	29
3.3.1 Combustibles MOX sin Actínidos Menores y con Quemados de Descarga de 48 GWd/tHM	30
3.3.2 Combustibles MOX con Actínidos Menores y con Quemados de Descarga de 48 GWd/tHM	31
3.3.3 Combustibles MOX con Quemados de Descarga de 38 GWd/tHM	32
3.4 El Concepto de Ciclo de Reactividad Equivalente.....	32
3.5 Cálculo de la Radiotoxicidad.....	33
3.6 Resultados y Discusión.....	36
3.6.1 Ensamblés Analizados.....	36
3.6.2 Composición Isotópica	37
3.6.3 Balance de Masas de los Actínidos	40
3.6.4 Radiotoxicidad.....	42
3.6.5 Física de la radiotoxicidad.....	46
3.6.6 Factor de Reducción de la Radiotoxicidad.....	53
3.7 Conclusiones.....	55
Referencias	56
Capítulo 4	57
Diseño y Análisis de Ensamblés Heterogéneos.....	57
4.1 Introducción.....	57
4.2 Tipos de Ensamblés Heterogéneos	58
4.2.1 Ensamble Estándar	58
4.2.2 MOX-UE	59
4.2.3 CORAIL	60
4.3 Algoritmo para el Diseño Preliminar de Ensamblés	62
4.4 Balance de masas.....	65
4.4.1 Reducción de la masa TRU, Pu y AM.....	67
4.4.2 Fracción de Vacíos	68
4.5 Radiotoxicidad.....	69
4.5.1 Física de la Radiotoxicidad	69
4.6 Ahorro de Uranio Natural.....	71
4.6.1 Balance de Masas del Uranio en la Separación Isotópica	71
4.6.2 Ahorro de Uranio.....	73
4.7 Clasificación de Ensamblés	75
4.8 Coeficientes Doppler y de Vacíos	75
4.9 Actínidos Menores (AM) como Venenos.....	77
4.9.1 Física del comportamiento plano de k_{∞} contra el quemado	78
4.9.2 Coeficientes de Reactividad	79
4.10 Conclusiones.....	80
Referencias	81

Capítulo 5	83
Optimización para el Diseño Radial de Ensamblés.....	83
5.1 Introducción.....	83
5.2 Metodología.....	83
5.2.1 Descripción de la Búsqueda Tabú	84
5.2.2 Representación de una solución factible	85
5.2.3 Modelo matemático de la función de costo.....	87
5.2.4 Aplicación específica al diseño radial de un combustible.....	88
5.2.5 Estrategia para reducir tiempo de cálculo.....	90
5.3 Resultados y discusión	93
5.4 Conclusiones.....	98
Referencias	99
Capítulo 6	101
Diseño y Optimización del Ciclo en Equilibrio.....	101
6.1 Introducción.....	101
6.2 Lote de Recarga	101
6.3 Ciclo de Equilibrio	103
6.3.1 Principio de Haling.....	104
6.4 Metodología para el Diseño de la Recarga de Combustible.....	104
6.4.1 Diseño del Núcleo del Ciclo de Equilibrio.....	105
6.5 Parámetros del Ciclo de Equilibrio.....	106
6.6 Margen de Apagado	110
6.7 Optimización del Patrón de Recarga utilizando Algoritmos Genéticos	113
6.7.1 Introducción.....	113
6.7.2 Descripción de los Algoritmos genéticos	113
6.7.3 Diseño del Patrón de Recarga.....	114
6.7.4 Función Objetivo	115
6.7.5 Recomendaciones Heurísticas	117
6.7.6 Resultados de la Optimización	120
6.8 Conclusiones.....	128
Referencias	129
Conclusiones.....	131
Apéndice A.....	135
Física del Balance de Masas de los Actínidos	135
A.1 Introducción.....	135
A.2 Balance de masa de los actínidos	135
A.3 Espectro de neutrones.....	136
A.4 Análisis físico de la producción y destrucción de los actínidos	137
A.5 Tasas de Reacción de Fisión, Absorción y Captura.	141
Referencias	143

Apéndice B	145
Búsqueda Tabú	145
B.1 Introducción.....	145
B.2 Pasos de la Búsqueda Tabú	146
B.2.1 Niveles de Aspiración.....	147
Referencias	147
Apéndice C	149
Algoritmos Genéticos	149
C.1 Introducción.....	149
C.2 Pasos del Algoritmo Genético	150
Referencias	151

Lista de Tablas

Tabla 2.1. Especificación de la celda benchmark para el PWR	11
Tabla 2.2. Densidades atómicas de la celda UO ₂ a 0 MWd/tHM	12
Tabla 2.3. Densidades atómicas de la <i>lattice</i> PWR normal.....	13
Tabla 2.4. Densidades atómicas de la <i>lattice</i> PWR aumentada.....	14
Tabla 2.5. Coeficientes de reactividad Doppler y vacíos para el ensamble MOX22 con razón de moderación normal, 50 GWd/tHM, 8.45% Pu-f, y 1.0% AM	22
Tabla 2.6. Coeficientes de reactividad Doppler y vacíos para el ensamble MOX22 con razón de moderación normal, 50 GWd/tHM, 10.65% Pu-f, y 2.5% AM	23
Tabla 2.7. Coeficientes de reactividad Doppler y vacíos para el ensamble MOX22 con razón de moderación aumentada, 50 GWd/tHM, 5.6% Pu-f, y 1.0% AM.....	24
Tabla 3.1. Composición de materiales	29
Tabla 3.2. Factores de dosis y vidas medias de los actínidos.....	36
Tabla 3.3. Ensamblados Analizados.....	37
Tabla 3.4. Ensamble MOX con plutonio, actínidos menores y uranio de las colas correspondiente al quemado de descarga de 48 GWd/tHM.....	38
Tabla 3.5. Ensamble MOX conteniendo únicamente plutonio y uranio de las colas, correspondiendo al quemado de descarga de 48 GWd/tHM.....	38
Tabla 3.6. Ensamble MOX con plutonio, actínidos menores y uranio natural, correspondiendo al quemado de descarga de 48 GWd/tHM.....	39
Tabla 3.7. Ensamble MOX con plutonio, actínidos menores y uranio reprocesado, correspondiendo al quemado de descarga de 48 GWd/tHM.....	40
Tabla 3.8. Factor de reducción de la radiotoxicidad promedio para los ensambles del primer reciclado	54
Tabla 3.9. Factor de reducción de la radiotoxicidad promedio para los ensambles del segundo reciclado.....	55

Tabla 4.1. Concentraciones TRU para el ensamble heterogéneo estándar.....	59
Tabla 4.2. Enriquecimientos de ^{235}U y concentraciones TRU para el ensamble MOX-UE I.....	60
Tabla 4.3. Enriquecimientos de ^{235}U y concentraciones TRU para el ensamble MOX-UE II	60
Tabla 4.4. Enriquecimientos de ^{235}U y concentraciones TRU para el ensamble MOX-UE III.....	60
Tabla 4.5. Enriquecimientos de ^{235}U y concentraciones TRU para el ensamble CORAIL	61
Tabla 4.6. Valores PPF correspondientes a distintas concentraciones TRU para la barra de combustible A*	63
Tabla 4.7. Variación del PPF con respecto al factor común $f_{\text{común}}$	64
Tabla 4.8. Clasificación de Ensamblados de acuerdo a su rendimiento.....	75
Tabla 4.9. Coeficientes de reactividad Doppler y de Vacíos. Los valores están dados en pcm.	76
Tabla 4.10. Coeficientes de Reactividad	80
Tabla 5.1. Concentraciones transuránicas en el combustible	89
Tabla 5.2. K-infinita target en función de la exposición	92
Tabla 5.3. Límites preestablecidos a 0 MWd/T.....	92
Tabla 5.4. Características de la búsqueda tabú.....	92
Tabla 5.5. Resultados para <i>la mejor</i> solución.....	93
Tabla VI. Margen de apagado para distintos enriquecimientos de Boro-10.....	111
Tabla 6.7. Cantidades incluidas en la Función Objetivo	116
Tabla 6.8. Valores límite para los parámetros de la función objetivo	120
Tabla 6.9. Resultados para los mejores patrones de recarga	120
Tabla 6.10. Factores de peso	121
Tabla A.1. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 0 MWd/tHM y 0% de vacíos	141
Tabla A.2. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 4800 MWd/tHM y 0% de vacíos	141

Tabla A.3. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 0 MWd/tHM y 40% de vacíos	142
Tabla A.4. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 48000 MWd/tHM y 40% de vacíos	142
Tabla A.5. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 0 MWd/tHM y 70% de vacíos	143
Tabla A.6. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 48000 MWd/tHM y 70% de vacíos	143
Tabla C.1. Elección de individuos.....	151

Lista de Figuras

Figura 1.1. Radiotoxicidad del combustible gastado de un reactor LWR	2
Figura 1.2. Esquema de un ADS	4
Figura 1.3. Principales esquemas de los ciclos de combustibles.....	6
Figura 2.1. Celda de combustible utilizada por HELIOS.....	10
Figura 2.2. Geometría de la celda benchmark	12
Figura 2.3. k_{∞} como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM) y 1.0 % de AM.....	15
Figura 2.4. k_{∞} como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5 % de AM.....	15
Figura 2.5. k_{∞} como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM), celda aumentada y 1.0% de AM	16
Figura 2.6. k_{∞} como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM), celda aumentada y 2.5% de AM	17
Figura 2.7. Densidad atómica del ^{237}Np como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% AM	18
Figura 2.8. Densidad atómica del ^{241}Pu como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% AM	18
Figura 2.9. Radioactividad del ^{239}Pu como una función del tiempo de decaimiento para MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% de AM.....	19
Figura 2.10. Radioactividad del ^{241}Pu como una función del tiempo de decaimiento para MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% de AM.....	20
Figura 2.11. Radioactividad del ^{243}Cm como una función del tiempo de decaimiento (años) para MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% de AM.....	21
Figura 3.1. Ensamble representativo de la Central Nuclear Laguna Verde	27
Figura 3.2. Ciclo de irradiación.....	30

Figura 3.3. Representación esquemática de la logística del multireciclado para un ensamble MOX sin actínidos menores	31
Figura 3.4. Representación esquemática de la logística del multireciclado para un ensamble MOX con actínidos menores	32
Figura 3.5. k_{eff} contra el quemado para ensambles MOX con actínidos menores.....	33
Figura 3.6. Esquema para el cálculo de la radiotoxicidad.....	35
Figura 3.7. Balance de masas de actínidos correspondiendo a ensambles compuestos de uranio de colas y quemados de descarga de 48 GWd/tHM.....	41
Figura 3.8. Balance de masas de actínidos para ensambles compuestos de Pu con AM y correspondiendo al primer reciclado	41
Figura 3.9. Radiotoxicidad para los ensambles del primer reciclado que están compuestos de plutonio y actínidos menores	42
Figura 3.10. Radiotoxicidad para los ensambles de combustible compuestos de Pu, AM y U de colas, y con quemados de descarga de 48 GWd/tHM.....	43
Figura 3.11. Radiotoxicidad para los ensambles compuestos de plutonio, actínidos menores y uranio de colas.....	44
Figura 3.12. Radiotoxicidad para ensambles compuestos de uranio de colas, correspondiendo al primer reciclado y con quemados de descarga de 48 GWd/tHM	45
Figura 3.13. Radiotoxicidad para ensambles compuestos de uranio de colas, correspondiendo al primer reciclado y con quemados de descarga de 48 GWd/tHM	46
Figura 3.14. Radiotoxicidad de los actínidos para el ciclo directo.....	49
Figura 3.15. Radiotoxicidad de los actínidos para los ensambles compuestos de Pu, U de colas, y AM.....	50
Figura 3.16. Radiotoxicidad de los actínidos para los ensambles compuestos de Pu, U de colas sin AM	51
Figura 3.17. Radiotoxicidad de los principales isótopos para los esquemas del primer reciclado	52
Figura 3.18. Cadena de producción del ^{244}Cm	53
Figura 4.1. Ensamble Estándar con seis distintos tipos de barras de combustible.....	58

Figura 4.2. Esquema del ensamble MOX-UE	59
Figura 4.3. Esquema del ensamble CORAIL	61
Figura 4.4. La barra de combustible etiquetada A* corresponde a la barra con un valor de PPF más alto para el ensamble heterogéneo estándar.....	62
Figura 4.5. Factorización de los enriquecimientos de material físil para las barras de combustible de un ensamble estándar	64
Figura 4.6. Balance de masas de los actínidos para los ensambles heterogéneos	66
Figura 4.7. Masas de los transuránicos de los ensambles analizados.....	66
Figura 4.8. Reducción de los transuránicos, del plutonio y de los actínidos menores	67
Figura 4.9. Balance de masas para un ensamble MOX compuesto de TRU y Uranio de las colas, con un quemado de descarga de 48GWd/tHM.....	68
Figura 4.10. Radiotoxicidad del Ciclo Directo y los ensambles heterogéneos del primer reciclado: MOX-UE, CORAIL y MOX estándar.....	69
Figura 4.11. Radiotoxicidad de los principales isótopos para los ensambles CORAIL y MOX-UE.....	70
Figura 4.12. Radiotoxicidad de los principales isótopos para los ensambles MOX-UE y estándar	71
Figura 4.13. Diagrama de flujos de masas para una planta de enriquecimiento	72
Figura 4.14. Ahorro de uranio natural	74
Figura 4.15. Factor de multiplicación contra el quemado	78
Figura 4.16. Cadenas de decaimiento de los actínidos	79
Figura 5.1. Representación esquemática del ensamble combustible en HELIOS	86
Figura 5.2. Diagrama de flujo.....	91
Figura 5.3. Configuración de la concentración transuránica en cada barra de combustible.....	93
Figura 5.4. Evolución de la función objetivo	94
Figura 5.5. Diferencia relativa en la concentración del Np.....	95

Figura 5.6. Diferencia relativa en la concentración del Pu.....	95
Figura 5.7. Diferencia relativa en la concentración TRU.....	96
Figura 5.8. Diferencia relativa en la concentración de Actínidos Menores.....	96
Figura 5.9. Evolución de k-inf a 0 MWd/tHM.....	97
Figura 5.10. Evolución del PPF a 0 MWd/tHM.....	97
Figura 5.11. Evolución de la desviación de k-inf.....	98
Figura 6.1. Ensamble Heterogéneo Estándar con seis distintos tipos de barras de combustible.....	105
Figura 6.2. Potencia axial relativa (Potencia/potencia promedio).....	106
Figura 6.3. Potencia radial relativa (Potencia/Potencia promedio).....	107
Figura 6.4. Quemado axial de los ensambles de combustible.....	107
Figura 6.5. Quemado radial de los ensambles de combustible.....	108
Figura 6.6. Distribución axial de vacíos.....	108
Figura 6.7. Distribución radial de vacíos.....	109
Figura 6.8. Distribución axial de la generación de calor lineal.....	109
Figura 6.9. Distribución radial de la generación de calor lineal.....	110
Figura 10. Diseño axial de las barras de combustible dentro de los ensambles.....	112
Figura 6.11. Representación de ¼ de núcleo con simetría de un octavo.....	115
Figura 6.12. Regiones dentro del núcleo.....	118
Figura 6.13. Operación de Cruza de la región de la periferia: el subconjunto de 17 ensambles son intercambiados entre los padres 1 y 2.....	119
Figura 6.14. Patrón de recarga para el núcleo con 112 ensambles frescos correspondiente al caso de optimización 1. Quemado en GWd/tHM.....	121
Figura 6.15. Función objetivo, evolución de la calificación del mejor individuo en cada generación.....	122
Figura 6.16. Evolución de la calificación para el caso 1 del mejor individuo y el valor promedio.....	122

Figura 6.17. Evolución de la longitud de ciclo del mejor individuo en cada generación	123
Figura 6.18. Evolución de la longitud de ciclo para el caso 1 del mejor individuo y el valor promedio	124
Figura 6.19. Evolución del margen de apagado del mejor individuo en cada generación	124
Figura 6.20. Evolución del margen de apagado para el caso 1 del mejor individuo y el valor promedio	125
Figura 6.21. Evolución del factor pico de potencia del mejor individuo en cada generación.....	126
Figura 6.22. Evolución de la razón de generación de calor lineal del mejor individuo de cada generación.....	126
Figura 6.23. Evolución del quemado máximo por ensamble del mejor individuo de cada generación	127
Figura 6.24. Evolución del exceso de reactividad del mejor individuo de cada generación.....	128
Figura A.1. Balance de masas para un ensamble MOX compuesto de TRU y Uranio de las colas, con un quemado de descarga de 48GWd/tHM.....	135
Figura A.2. Variación del espectro de neutrones con diferentes razones de moderación	136
Figura A.3. Procesos físicos que intervienen en la transmutación de actínidos.....	137
Figura B.1. Ejemplo de Búsqueda Tabú.....	146

Acrónimos

ADS	Reactor Subcrítico Impulsado por un Acelerador (Accelerator Driven System)
AM	Actínidos Menores
BOC	Principio de Ciclo (Beginning Of Cycle)
BOG	Principio de Generación (Beginning Of Generation)
BOI	Principio de Irradiación (Beginning Of Irradiation)
BWR	Reactor de Agua Hirviente (Boiling Water Reactor)
CCC	Núcleo de la Celda de Control (Control Cell Core)
CNLV	Central Nuclear Laguna Verde
EC	Ensamblados de Combustibles
EOG	Fin de Generación (End Of Generation)
EOI	Fin de Irradiación (End Of Irradiation)
ETFR	Energía Total de la Flota de Reactores
FMS	Sistema de Administración del Combustible (Fuel Management System)
HEX	Exceso de Reactividad en Caliente (Hot Excess Reactivity)
HLW	Desechos de Alto Nivel (High Level Waste)
IAEA	International Atomic Energy Agency
LBE	Lead Bismuth Eutectic
LHGR	Razón de Generación de Calor Lineal (Lineal Heat Generation Rate)
LWR	Reactor de Agua Ligera (Light Water Reactor)
MFAB	Máximo Quemado por Ensamble de Combustible (Maximum Fuel Assembly Burnup)
MOX	Combustible de Mezcla de Óxidos de Uranio y Plutonio, algunas veces contiene actínidos menores
MRNP	Máxima Potencia Nodal Relativa (Maximum Relative Nodal Power)
NEA	Nuclear Energy Agency
NRC	Nuclear Regulatory Commission

OCDE	Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico
PF	Productos de Fisión
PPF	Factor Pico de Potencia
PUREX	Plutonium Uranium Refining by Extraction
PWR	Reactor de Agua a Presión (Pressurized Water Reactor)
SDM	Margen de Apagado (Shutdown Margin)
TRU	Transuránicos
TS	Búsqueda Tabú (Tabu Search)
XMPGR	Fracción del límite de la Razón de Generación de Calor Lineal Promedio (Fraction of the Limiting Average Lineal Generation Rate)

Resumen

En esta tesis se realiza un análisis, desde el punto de vista neutronico, de la utilización de actínidos, provenientes del reciclado del combustible gastado, en reactores tipo BWR. Esto se logra mediante el diseño de combustible de óxidos mixtos (MOX) compuesto de actínidos (plutonio y actínidos menores). Se analiza principalmente el impacto en el consumo de los actínidos, el efecto de la radiotoxicidad del combustible gastado y el potencial de ahorro de uranio, con respecto al combustible estándar del ciclo de disposición directa. Además, se realizaron estudios de optimización, tanto para la etapa del diseño del ensamble, como para la etapa del diseño de la recarga de combustible, con el fin de tener una mejor utilización del combustible.

Para lograr lo anterior, primeramente se estudió el desempeño del código HELIOS en relación con el cálculo de un ensamble tipo BWR con combustible MOX compuesto de actínidos (*benchmark* de la Agencia de Energía Nuclear), mediante la comparación con diferentes códigos y bibliotecas de datos nucleares utilizados por los participantes en el benchmark. Los resultados obtenidos muestran que el código HELIOS con su biblioteca se desempeña de una manera comparable a los códigos-bibliotecas utilizados por la comunidad internacional y que es una herramienta que puede ser utilizada en la modelación de ensambles de combustible MOX con actínidos.

Una vez evaluado el desempeño del código HELIOS con otros códigos del benchmark, se analizó el balance, es decir la producción y destrucción, así como la radiotoxicidad del plutonio y actínidos menores (neptunio, americio y curio) provenientes del multireciclado de un ensamble de combustible homogéneo tipo BWR. En los ensambles de combustible homogéneos se mezcló de manera uniforme el uranio con los actínidos; es decir todas las barras de combustible fresco contienen la misma composición de uranio y actínidos. Se analizaron con el código HELIOS dos tipos de ensambles de combustibles MOX homogéneos, uno con uranio, plutonio y actínidos menores; y otro únicamente con uranio y plutonio, sin actínidos menores; y se compararon con los ensambles de óxido de uranio (UOX) del ciclo directo. Para cada ensamble de combustible se utilizaron dos quemados de descarga: 38 y 48 GWd/tHM; y tres tipos de uranio: uranio proveniente de las colas de enriquecimiento, uranio natural y uranio proveniente del combustible gastado (uranio irradiado). Además, se tomaron en cuenta dos reciclados del combustible. De acuerdo a los resultados obtenidos se observó que la disminución en la radiotoxicidad del combustible gastado después, de uno o dos reciclados, es pequeña para los ensambles MOX estudiados.

Puesto que los ensambles homogéneos presentan valores altos en el factor pico de potencia, con un valor de 2, se diseñaron ensambles heterogéneos, en el cual no todas las barras de combustible fresco contienen la misma composición de uranio y actínidos. Se tomaron en cuenta tres tipos de ensambles heterogéneos: MOX estándar, los ensambles de combustible de óxidos mixtos de uranio enriquecido (MOX-UE), y los ensambles CORAIL. Los valores en el factor pico de potencia de estos ensambles resultaron ser adecuados, con valores menores de 1.5. En el diseño del ensamble de combustible MOX estándar se utilizaron barras de combustible compuestas de dióxido transuránico mezclado con dióxido de uranio de las colas de enriquecimiento. El diseño

del ensamble CORAIL fue desarrollado por los franceses con el objeto de ser más tolerante que los diseños de los ensambles MOX tradicionales, a la baja calidad isotópica del plutonio proveniente del reprocesamiento del multireciclado del combustible gastado. El diseño del ensamble CORAIL consiste en un arreglo de barras de combustible MOX (dióxido transuránico mezclado con dióxido de uranio) y barras de combustible UOX (dióxido de uranio) en una proporción 1 a 2 respectivamente. En este arreglo, las barras de combustible MOX son colocadas en la periferia mientras que las barras de combustible UOX son colocadas en la centro del ensamble. El diseño del ensamble MOX-UE consiste en un arreglo de seis distintos tipos de barras de combustible compuestas de dióxido transuránico mezclado con dióxido de uranio enriquecido. Los diferentes diseños de ensambles heterogéneos no presentan una gran diferencia en el consumo de la cantidad de transuránicos (plutonio y actínidos menores). La reducción en la cantidad de plutonio, para un primer reciclado con estos ensambles heterogéneos, respecto al ciclo directo, es apreciable, con reducciones entre el 20% y 30%. Con respecto a la reducción en la cantidad de actínidos menores, se tienen reducciones entre el 30% y 40%. Con el objeto de tener un menor consumo de uranio natural conviene utilizar los ensambles MOX estándar y CORAIL, con los cuales se tienen ahorros de uranio natural respecto al ciclo directo del 7.2% y 7.1% respectivamente.

Se desarrolló un algoritmo para el diseño radial preliminar de los ensambles de combustible heterogéneos anteriores: MOX estándar, CORAIL y MOX-UE, en el cual los ensambles de combustible alcanzaron quemados de descarga de 48 GWd/THM y cumplieron con un valor adecuado del factor pico de potencia (PPF) y la k_{∞} . Este algoritmo consiste en dividir el contenido de material fisible de los distintos tipos de barras de combustible de los ensambles en dos factores. El primer factor de cada tipo de barra se varía hasta tener un factor pico de potencia adecuado (abajo de 1.5); mientras que el segundo factor, el cual es común a todos los tipos de barras, se varía hasta tener una k_{∞} adecuada ($k_{\infty}=1.03$).

Una vez diseñado el ensamble de combustible MOX estándar, se utilizó el método de optimización de Búsqueda Tabú para encontrar el mejor arreglo de las barras de combustible con el fin de disminuir la concentración del contenido transuránico del combustible gastado y el factor pico de potencia. Se definió una función de evaluación en la que el objetivo es maximizar el consumo transuránico promedio de la celda y minimizar el factor pico de potencia (PPF) a 0 MWd/T de exposición, tomando en cuenta como restricción los valores de la reactividad dependientes del tiempo. El proceso de optimización se ligó al código HELIOS para poder calcular los parámetros que intervienen en la función de evaluación. Se implementó una estrategia para reducir el tiempo de cálculo sin afectar los resultados del proceso de optimización. Utilizando la Búsqueda Tabú se observa que la disminución en la concentración transuránica es despreciable, alrededor del 0.1%. Esto es debido a que la concentración transuránica depende principalmente del espectro de neutrones y el exceso de neutrones, y no tanto de la localización de las barras en el ensamble. Además, utilizando la Búsqueda Tabú se observa una ligera disminución del factor pico de potencia de 1.468 a 1.452, debido a que la solución de partida era una buena solución, con un valor adecuado del factor pico de potencia.

Con el ensamble de combustible seleccionado utilizando la Búsqueda Tabú, se diseñó un patrón de recarga utilizando el 100% de este ensamble de combustible y se realizó un

análisis de multiciclos, para un reactor como el de la Central Nuclear Laguna Verde, hasta obtener un ciclo de equilibrio de 18 meses con una energía de ciclo de 10270 MWd/tHM. La estrategia general para la obtención del ciclo de equilibrio fue la siguiente: al inicio del primer ciclo, todo el reactor se cargó con combustibles frescos diseñados a través del algoritmo Búsqueda Tabú. En los siguientes ciclos se reemplazaron 112 ensambles gastados por ensambles de combustible fresco, para obtener la longitud del ciclo deseada. Para el análisis de multiciclos se utilizó la técnica de *Haling*. Las variables como el margen de apagado (SDM), la razón de generación de calor lineal (LHGR), el factor pico de potencia, el quemado de descarga por ensamble y la distribución axial de vacíos, fueron analizadas a fin de garantizar que no se violen los parámetros de diseño del combustible. Por otra parte, para poder obtener un margen de apagado aceptable de un núcleo cargado totalmente con combustible como el aquí diseñado, fue necesario aumentar el contenido isotópico del Boro-10 de las barras de control a un 90% y emplear 16 barras de gadolinio con una concentración de gadolinio del 1%, en todos los nodos axiales del ensamble de combustible (de un total de 25), excepto los extremos.

Finalmente, con el diseño del núcleo de un reactor tipo BWR con ensambles de combustibles MOX estándar, se usó el método de optimización basado en Algoritmos Genéticos, junto con ciertas “reglas” o conocimientos heurísticos obtenidos de la experiencia del ingeniero, para determinar la localización óptima de los ensambles de combustibles MOX en las posiciones del núcleo, con el fin de maximizar la energía de ciclo. Se construyó una función objetivo para maximizar la longitud del ciclo del reactor, al mismo tiempo que se satisficieron los límites relacionados con la potencia y la reactividad. Para resolver el problema de diseño del patrón de recarga, se aplicaron algunas recomendaciones (reglas heurísticas) comunes en la administración del combustible. Para la evaluación de los parámetros que intervienen en la función objetivo se simuló el reactor utilizando el código CM-PRESTO. Los resultados para el mejor patrón de recarga utilizando la técnica de los algoritmos genéticos mostraron una energía de ciclo de 10834.5 MWd/tHM, la cual fue 5.5% de energía extra respecto a la energía de ciclo de un patrón de recarga generado por un ingeniero experto (10270 MWd/tHM). Por consiguiente, la utilización de los algoritmos genéticos en la obtención del patrón de recarga es una excelente técnica para extender la longitud de ciclo de energía.

Abstract

In this thesis the neutronic feasibility of the actinides utilization in BWR reactors is analyzed (the actinides come from recycled spent fuel). This is achieved through the design of MOX fuels composed of actinides (plutonium and minor actinides). The impact on the consumption of the actinides, the effect in the radiotoxicity of the spent fuel, and the uranium potential uranium saving, were analyzed with respect to the standard fuel of direct cycle. Furthermore, optimization studies were carried out in the fuel assembly design step and in the fuel reload pattern design step as well, in order to have a better fuel utilization.

To achieve this, firstly the performance of the HELIOS code was studied regarding a MOX fuel composed of actinides for BWR reactors (*benchmark* of the Nuclear Energy Agency), through the comparison with different codes and nuclear data libraries, used by the participants in the benchmark. The obtained results show that the HELIOS code performance is comparable to the codes used by the international community, and it is a tool that can be used in modeling MOX fuel assemblies with actinides.

Once the HELIOS code was validated, the mass balance, that is, the production and destruction, and the radiotoxicity of plutonium and minor actinides (neptunium, americium and curium), coming from recycled spent fuel, were analyzed for a BWR homogenous assembly. In the homogeneous assemblies, the uranium and actinides are mixed in uniform way; that is, all the fresh fuel rods contain the same composition of uranium and actinides. Two types of homogenous assemblies were analyzed with HELIOS: one with uranium, plutonium and minor actinides; and other without minor actinides, only with uranium and plutonium. These assemblies are compared with standard assemblies of uranium (UOX) of the direct cycle. Two discharge burnup: 38 y 48 GWd/tHM, and three types of uranium: uranium coming from the enrichment tails, natural uranium and uranium coming from spent fuel (irradiated uranium), were studied. Besides, two fuel recycling were taken into account. From the results, it was observed that the radiotoxicity reduction of the spent fuel, for one or two recycling, is small for the studied MOX assemblies.

Since the designed homogeneous assembly presented high power peaking factors, with values around 2, heterogeneous assemblies were designed. In the heterogeneous assembly, the fresh fuel rods do not contain the same composition of uranium and actinides. Three heterogeneous assemblies were designed: standard MOX, MOX-UE and CORAIL. The power peaking factors of these assemblies presents an appropriate value, with values less than 1.5. In the design of the standard MOX assembly, the fuel rods are composed of transuranic dioxide mixed with uranium dioxide coming from the enrichment tails. In the CORAIL assembly design, one third of the rods has MOX fuel (transuranic dioxide mixed with uranium dioxide of the enrichment tails) and two thirds has enriched uranium fuel (UOX). In the MOX-EU assembly design, six different fuel rod types, composed of transuranic dioxide mixed with enriched uranium dioxide, were used. Regarding the consumption of transuranics (plutonium and minor actinides), the different heterogeneous assemblies designs have a similar performance. For the heterogeneous assemblies of the first recycling, the reduction in the plutonium and

minor actinides is appreciable in comparison to the fuel of the direct cycle. Furthermore, the standard MOX and the CORAIL assemblies have less natural uranium consumption than the direct cycle.

An algorithm for the preliminary design of the heterogeneous fuels: Standard MOX, CORAIL and MOX-UE was developed. Once the standard MOX fuel assembly was designed, the Tabu Search optimization method was used to find the best fuel rods array that reduces the spent fuel transuranic concentration and the power peaking factor. An evaluation function was defined with the objective of maximizing the lattice average transuranic consumption and to minimize the power peaking factor (PPF) at 0 MWd/tHM. A reactivity constraint as a function of time was taken into account in the objective function. The parameters involved in the evaluation function were obtained with HELIOS. A strategy was implemented in order to reduce the calculation time without affecting the results of the optimization process. The results show that using Tabu Search, the transuranic concentration does not present a significant reduction and the power peaking factor presents a slight reduction.

With the selected fuel assembly obtained using Tabu Search, a reload pattern was designed using 100% of this fuel assembly. A multicycle analysis was carried out for a core like that of Laguna Verde Nuclear Power Plant, until obtaining an equilibrium cycle of 18 months with a cycle energy of 10270 MWd/tHM. The Haling technique was used for the multicycle analysis. Variables as the shutdown margin (SDM), the lineal heat generation rate (LHGR), the power peaking factor, the assembly discharge burnup and the void fraction were analyzed, in order to guarantee that the design parameters were not violated. On the other hand, in order to obtain an acceptable shutdown margin, the Boron-10 concentration was increased to 90%; and 16 gadolinium rods were used with 1% concentration, in all the nodes of the fuel assembly (a total 25), with the exception of those of the top and the bottom.

Finally, with the obtained core design using standard MOX fuel, the optimization method based on Genetic Algorithms was used, along with certain heuristic rules obtained from the engineer's expertise, to determine the appropriate MOX assemblies' location in the reactor core, in order to maximize the cycle energy. An objective function, was defined to maximize the cycle length and to satisfy the limits related with power and reactivity. In order to take into account some fuel management recommendations, certain heuristic rules were applied. These heuristic rules are: Control Cell Core and Low Leakage strategies, and one eighth symmetry. The parameters involved in the objective function were obtained with the CM-PRESTO code. The results for the best pattern show a cycle energy of 10834.5 MWd/tHM, which is 5.5% higher than the energy of the pattern generated by an expert engineer (10270 MWd/tHM).

Introducción

Actualmente, uno de los mayores retos de la industria nuclear es determinar lo que se debe hacer con el combustible nuclear gastado, el cual consiste de barras de dióxido de uranio mezcladas con elementos transuránicos (Np, Pu, Am, Cm, etc.) y productos de fisión. Después de la irradiación del combustible en un reactor nuclear, tanto los productos de fisión como los elementos transuránicos, hacen que las barras de combustible irradiado contengan una alta radiotoxicidad y un alto calor de decaimiento. Actualmente, los ensamble de combustible después de ser irradiados en el reactor son colocados en una piscina con agua, donde los productos de fisión de vida media corta decaen a una actividad más segura y el calor de decaimiento del combustible gastado cae a un punto en el cual ya es posible almacenar "en seco" las barras de combustible irradiado. Posteriormente, este combustible gastado-irradiado podrá ser depositado en un repositorio geológico, o reprocesarlo y reciclarlo. En el caso de México, todavía no se tiene contemplado dicho repositorio geológico.

Sin embargo, aún con la disponibilidad de un repositorio geológico, surgen ciertos problemas como es el volumen del combustible gastado que puede ser almacenado. Una opción que se utiliza actualmente para el acondicionamiento del combustible gastado es la vitrificación, la cual involucra mezclar el combustible gastado con un material de vidrio o cerámico. Sin embargo, esta opción es costosa y no disminuye la cantidad neta de combustible gastado. Recientemente, un proceso en estudio, que efectivamente reducirá la cantidad de combustible gastado-irradiado con altos niveles radiotóxicos, es la transmutación.

La transmutación es el proceso de bombardear un material con partículas (generalmente neutrones) para formar átomos nuevos con masas más grandes y/o fisiónar el material en átomos con masas más pequeñas. En principio, la transmutación puede convertir aquellos isótopos del combustible gastado que poseen una alta radiotoxicidad en isótopos que poseen una radiotoxicidad menos peligrosa. Con la transmutación se reduce la masa, el volumen, la actividad, la radiotoxicidad y el calor de decaimiento del combustible gastado que puede ser mandado a un repositorio. El proceso de transmutación se puede conseguir con el reciclado del combustible gastado, ya sea en un reactor LWR, en un reactor rápido, o en un reactor impulsado por un acelerador (ADS). En nuestro caso el reactor empleado para reciclar el combustible gastado es un reactor tipo de agua hirviente (BWR).

Por todo lo anterior resulta interesante analizar la conveniencia de reciclar los actínidos. Las consecuencias deseadas del reciclado son:

- Un uso más eficiente de los recursos de uranio natural, de hecho, más del 90% de uranio natural (tanto fértil como fértil) no se quema en el reactor.
- Una disminución considerable en radiotoxicidad de los desechos. En unos cuantos cientos de años el nivel de radiotoxicidad de los desechos reciclados alcanzaría el nivel de radiotoxicidad del uranio natural, en contraste con los cientos de miles de años que se requerían los desechos sin reciclar.
- Un excedente de energía que se obtiene en la quema de elementos transuránicos; esto es, plutonio y actínidos menores (Np, Am, Cm).

En respuesta al interés que se tiene en el reciclado de desechos radiactivos utilizando la transmutación de éstos en los reactores, varios países miembros de la OCDE (Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico) lanzaron varios programas en el reciclado de desechos, tales como el programa OMEGA en Japón [1] y el programa SPIN en Francia [2]. Otros programas han sido establecidos para la demostración de las tecnologías de reciclado como son el *US Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste Technology* [3], y el *European Roadmap for Developing Accelerator-Driven Systems for Incineration* [4]. La Agencia de Energía Nuclear de la OCDE inició un programa a largo plazo sobre el reciclado en 1989. En forma paralela, un Programa de Intercambio de Información Internacional ha sido establecido para intensificar las colaboraciones internacionales.

Por lo tanto, esta tesis está relacionada con un tema de alto interés para la comunidad científica internacional y que además podrá contribuir a la solución de una problemática del sistema energético nacional.

Otro objetivo importante para la sustentabilidad de un sistema nucleoelectrico, a parte de la transmutación de actínidos en un reactor, es realizar un mejor aprovechamiento del combustible nuclear al extender el ciclo de energía a través de la optimización tanto del diseño del ensamble de combustible como de la recarga de combustible. En esta tesis diseños óptimos tanto del diseño del ensamble del combustible como de la recarga de combustible se realizan utilizando algunos algoritmos de optimización.

El contenido de la tesis es el siguiente:

En el Capítulo 1 se describe la importancia que tiene la transmutación de los actínidos menores en la disminución de radiotoxicidad. También se describen a *grosso modo* los posibles esquemas que se pueden emplear en el reciclado del combustible gastado, y se comparan estos esquemas con respecto a la disminución de radiotoxicidad.

En el Capítulo 2 se describe un problema benchmark [5] que describe la capacidad de transmutación del plutonio y actínidos menores en una celda moderada con agua ligera y cuyo combustible es: plutonio y actínidos menores (Np, Am, Cm) provenientes del combustible gastado, y uranio. Este benchmark fue realizado utilizando el código HELIOS, con el fin de evaluar la capacidad del código para este tipo de estudios. Los resultados obtenidos con HELIOS del factor de multiplicación de neutrones, las concentraciones isotópicas, los coeficientes de reactividad de vacíos y Doppler dependientes del quemado, y las radioactividades como una función del tiempo se comparan con los siguientes códigos: KAPROS/KARBUS (FZK, Alemania), SRAC95 (JAERI, Japón), TRIFON (ITEP, Federación Rusa) y WIMS (IPPE, Federación Rusa).

El Capítulo 3 presenta el diseño de ensambles de combustible tipo BWR con reciclado de plutonio y actínidos menores. Se analiza el balance de masa de los elementos transuránicos y en particular de los actínidos menores, así como su radiotoxicidad, en un esquema de multireciclado del combustible gastado en un reactor BWR utilizando ensambles homogéneos; esto es, ensambles en el cual todas las barras de combustible utilizan la misma composición de actínidos al inicio del ciclo de irradiación.

El Capítulo 4 presenta el diseño de ensambles de combustibles heterogéneos; esto es, ensambles en las que las barras de combustibles no contienen todas las mismas composiciones de uranio y actínidos al inicio del ciclo de irradiación. Estos diseños de ensambles heterogéneos presentan valores adecuados en el factor pico de potencia en contraste con los ensambles homogéneos, los cuales presentan valores prohibitivos en el factor pico de potencia. Se diseñan tres tipos de ensambles heterogéneos: MOX estándar, MOX-UE y CORAIL. Se desarrolla un algoritmo para el diseño preliminar de estos ensambles heterogéneos. Se analiza la producción y destrucción de los actínidos así como la reducción de la radiotoxicidad para estos tipos de ensambles heterogéneos. Se analiza el ahorro de uranio que se obtiene con el reprocesamiento del plutonio y la reutilización del uranio de colas para un primer reciclado, respecto al ciclo directo. Se analiza la factibilidad de usar los actínidos menores como venenos en la disminución del exceso de reactividad inicial.

En el Capítulo 5 se presenta la utilización de un método de optimización, basado en Búsqueda Tabú –Tabu Search (TS), para encontrar el mejor arreglo de las barras de combustible, con el fin de disminuir la concentración del contenido transuránico del combustible gastado y el factor pico de potencia.

El Capítulo 6 describe el diseño y análisis de un ciclo en equilibrio, y utiliza un método de optimización (Algoritmos Genéticos), para extender la longitud del ciclo de energía. Se diseña un patrón de recarga que permite alcanzar una etapa de equilibrio en donde el lote de recarga sea invariante ciclo a ciclo. Aquí es necesario introducir algunas barras de gadolinio por ensamble, además de aumentar el enriquecimiento de Boro-10, a fin de satisfacer el criterio del margen de apagado. Una vez diseñado el patrón de recarga, se usa el método de optimización de los Algoritmos Genéticos, en combinación con ciertas reglas heurísticas, para determinar la localización óptima de los ensambles de combustibles MOX en las posiciones del núcleo, para maximizar la energía de ciclo.

Referencias

1. M. Nakamura et. al., Present Status of the OMEGA Program in Japan, *Proceedings of the Second OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Separation and Transmutation*, Argonne (USA), 1992.
2. M. Salvatores et. al. The SPIN Program at CEA: Transmutation Aspect, *Proceedings of the Int. Conf. On Future Nuclear Systems: Emerging Fuel Cycles and Waste Disposal Options (Global 1993)*, Seattle (USA), 1993.
3. *A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW) Technology*, a Report to Congress, DOE/RW-0519, October 1999.
4. *A European Roadmap for Developing Accelerator-driven Systems (ADS) for Nuclear Waste Incineration*, Report for the European Technical Working Group on ADS, April, 2001.
5. NEA Nuclear Science Committee, *Calculations of Different Transmutation Concepts, an international benchmark exercise, February 2000*, Nuclear Energy Agency Organisation for Economic and Co-operation Development, ISBN 92-64-17638-1.

Capítulo 1

Antecedentes

1.1 Introducción

Los reactores nucleares que existen hoy, son el resultado de un desarrollo de 50 años. La mayor parte de este desarrollo se ha concentrado sobre los reactores de agua ligera (LWR, de sus siglas en inglés) y sus ciclos de combustible, como por ejemplo, el de la Central Nucleo eléctrica de Laguna Verde. Los reactores LWR basa su funcionamiento en el ciclo del uranio y más recientemente en combustibles elaborados a base de mezcla de óxidos como el tipo MOX. El uranio natural está constituido por dos isótopos, el Uranio-238 (^{238}U) y Uranio-235 (^{235}U). La proporción de estos isótopos en forma natural es de 0.7% para el ^{235}U y el restante 99.3% de ^{238}U . Los reactores nucleares comerciales utilizan una mezcla de óxido de uranio (UO_2) el cual tiene un enriquecimiento de ^{235}U de aproximadamente 3%, ya que este isótopo es fácilmente fisiónable con neutrones de baja energía lo que permite iniciar una reacción en cadena con la subsecuente generación de energía y productos de fisión. Uno de los elementos que se generan durante la operación de un reactor es el Plutonio 239 (^{239}Pu), el cual se forma cuando el ^{238}U absorbe un neutrón. En un pasado la producción de plutonio resultaba ser muy atractiva, ya que es el elemento principal en la producción de armamento, sin embargo con el final de la guerra fría existe la necesidad de establecer programas que permitan un aprovechamiento de este plutonio con fines no bélicos.

Una respuesta a esta problemática son los combustibles tipo MOX (Mezcla de Óxidos) los cuales utilizan un alto porcentaje de plutonio reprocesado en forma de óxido (PuO_2). Este tipo de combustibles fueron utilizados por primera vez a muy baja escala en Bélgica en el año 1963. Hoy en día el combustible MOX, ya está siendo utilizado en algunos países como Bélgica, Francia, Alemania, Suiza y Japón. El creciente interés por el uso de combustible MOX es que proporciona una solución parcial al problema de los desechos producidos por esta industria [1].

Mientras que el plutonio y uranio son reciclados en la forma de combustibles MOX, la parte restante de los desechos; esto es, los actínidos menores y productos de fisión (PF) son desalojados directamente en repositorios radiactivos. Esta situación no es la más adecuada, debido a que los actínidos menores descargados en el repositorio tienen una contribución apreciable a la radiotoxicidad. Por consiguiente, es conveniente el reciclado de los actínidos menores aparte del plutonio, con el objeto de tener un sistema energético nuclear sustentable.

1.2 Impacto Radiológico del Reciclado de los Actínidos

La radiotoxicidad del combustible gastado proveniente de los reactores LWR es dominada primero por los productos de fisión de vida media corta, y posteriormente por los actínidos. Esta radiotoxicidad alcanzará los niveles naturales, después de unos cuantos cientos de miles de años. En caso que se realizara la separación de uranio y plutonio del combustible gastado, esto haría que la radiotoxicidad alcance el nivel natural dentro de veinte mil años; mientras que una reducción de 100 veces en el contenido actínido del combustible haría que la radiotoxicidad alcance el nivel natural dentro de unos cuantos cientos de años [2]. Los actínidos que más contribuyen a la radiotoxicidad, aparte del uranio y plutonio, son los actínidos menores (Am, Cm y Np). Por lo tanto, es conveniente un estudio del reciclado de estos actínidos.

La Figura 1.1 muestra la radiotoxicidad del combustible gastado del dióxido de uranio, con un quemado promedio de 50GWd/t, descargados de un reactor LWR convencional [3]. En esta figura, se compara la radiotoxicidad del HLW (desecho de alto nivel) sin separación de uranio y plutonio con el HLW con separación de uranio y plutonio al 99.9%. Además, se compara la radiotoxicidad individual de cada uno de los actínidos menores.

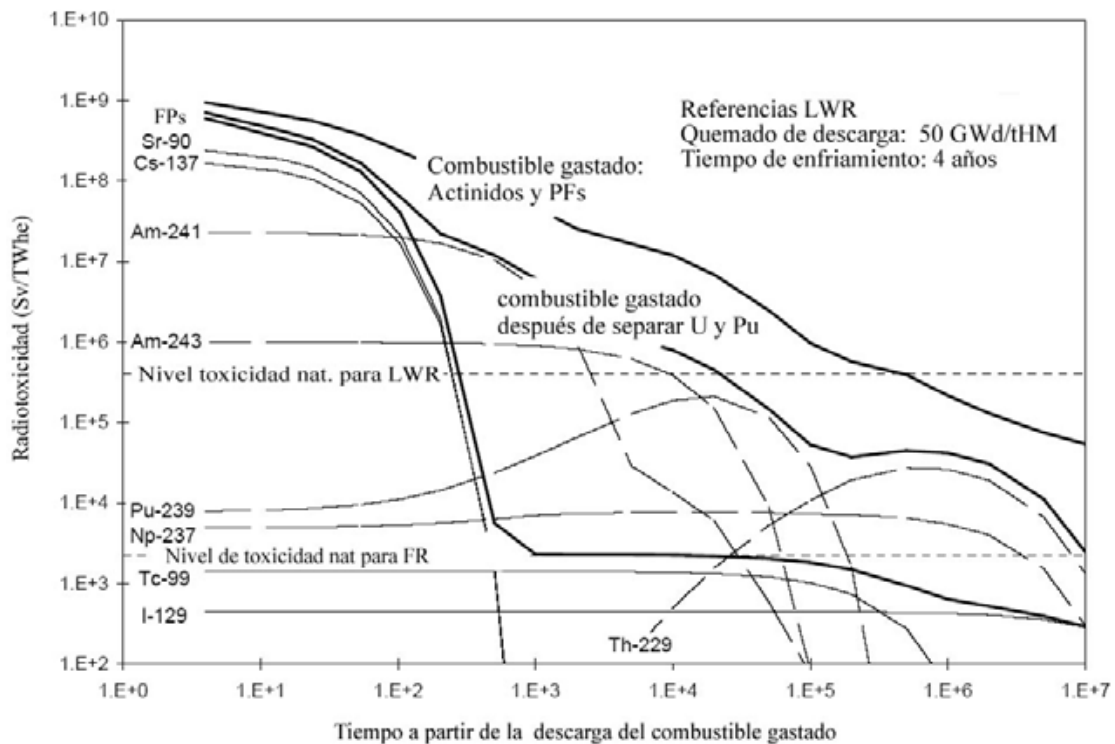


Figura 1.1. Radiotoxicidad del combustible gastado de un reactor LWR

De la Figura 1.1 se observa que la radiotoxicidad es dominada primero por los productos de fisión de vida media corta y posteriormente por los actínidos menores. La radiotoxicidad del combustible sin procesar alcanza el nivel natural después de unos

cuantos cientos de miles de años. La separación de uranio y plutonio reducirá la radiotoxicidad por un orden de magnitud después de mil años; sin embargo, para que este combustible procesado alcance el nivel natural deberán pasar unos veinte mil años.

Una reducción de cien veces en el contenido actínido (uranio, plutonio y actínidos menores) del combustible gastado da lugar a que la radiotoxicidad de este combustible alcance el nivel natural dentro de unos cuantos cientos de años. Por lo tanto, la principal meta en una estrategia de transmutación es reducir el contenido actínido por un factor de cien.

1.3 Esquemas del Reciclado de los Actínidos

Los esquemas de reciclado de los actínidos que ha propuesto la comunidad nuclear internacional se basan en tres tipos de reactores: reactores térmicos, reactores rápidos y reactores subcríticos impulsados por un acelerador (ADS de sus siglas en inglés).

1.3.1 Reactores Térmicos

Un reactor nuclear térmico emplea como combustible uranio enriquecido en ^{235}U y como moderador agua. A través de las fisiones que ocurren en el combustible se generan los neutrones rápidos; esto es, neutrones con energías altas. Estos neutrones son frenados hasta energías térmicas en el moderador. Una parte de estos neutrones térmicos son absorbidos por el combustible y otra parte son absorbidos por otros materiales.

La mayoría de los reactores nucleares térmicos (incluyendo la Central Nuclear Laguna Verde) emplean como ciclo de combustible el ciclo directo [4]; esto es, el combustible gastado es desalojado directamente en la piscina del reactor sin un reprocesamiento posterior de este combustible (hasta el momento).

Con el objeto de hacer un uso más eficiente de los recursos ya existentes, en esta tesis se aborda el reciclado de los actínidos: Pu, U, Np, Cm, Am, en un reactor térmico tipo BWR, como los de de la Central Nuclear Laguna Verde. Actualmente, el reciclado del plutonio en la forma MOX se ha desarrollado industrialmente, a través del reprocesamiento PUREX [5], mientras que el reciclado de los actínidos menores se realiza a través del reprocesamiento piroquímico. Es conveniente observar que los reactores térmicos no pueden quemar todo el plutonio, debido al aumento de isótopos no físiles del plutonio en un espectro térmico [6]. Esto limita el número de reciclados a 2 o 3, dando lugar a que el restante plutonio degradado tiene que ser transferido a un reactor rápido o desalojado directamente en un repositorio. Se tiene una situación similar con los actínidos menores (Am, Cm, Np), en especial con el curio altamente radiactivo.

1.3.2 Reactores Rápidos

Los reactores rápidos pueden quemar combustibles compuestos de actínidos menores, Pu y U; sin embargo son inadecuados para quemar combustibles compuestos únicamente de actínidos menores. Estos reactores que queman únicamente actínidos

menores tienen grandes desventajas en la seguridad, debido a un incremento en el coeficiente de reactividad por vacío del refrigerante metal líquido, un coeficiente de reactividad Doppler más pequeño, y una reducción en la fracción de neutrones retardados β_{eff} . El efecto de reactividad de vacío del refrigerante puede ser mitigado por una reducción en el tamaño o una optimización en la geometría del reactor, o simplemente cambiar el refrigerante líquido por un gas [7].

La aplicación del ADS es una posibilidad interesante para compensar las desventajas de seguridad, surgidas del coeficiente Doppler pequeño y el valor β_{eff} pequeño.

1.3.3 ADS

Cuando un haz de partículas cargadas de un acelerador, por ejemplo protones, chocan contra un blanco de elementos pesados, se obtienen grandes cantidades de partículas cargadas y neutrones. Una gran cantidad de las partículas cargadas son paradas adentro del blanco como un efecto de la interacción coulombiana, mientras que los neutrones penetran el blanco y llegan hasta el reactor subcrítico, ver Figura 1.2. A través de las fisiones que ocurren en el reactor, más energía puede ser generada que la que es consumida para producir el haz de protones. Los neutrones externos suministrados por el blanco sostienen una potencia constante en el sistema y juegan el mismo papel que los neutrones retardados en el reactor crítico. Esto resulta en otro sistema auto-sostenido en la cual la k_{eff} puede tener valores debajo de 1. Los neutrones tanto del blanco como del reactor tienen un espectro de energías variado, desde energías térmicas hasta las energías del haz de protones. Al introducir un moderador, la energía del neutrón puede ser reducida en la misma manera como en un reactor térmico. La ventaja de esto es que muchas secciones eficaces de fisión son más altas a energías bajas que a energías altas [8].

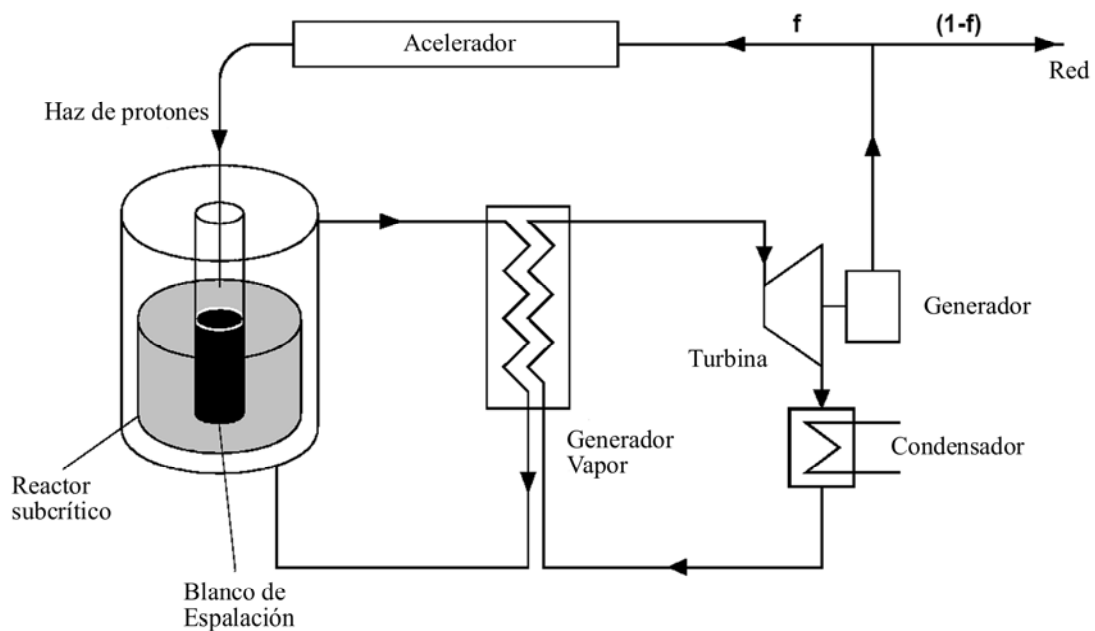


Figura 1.2. Esquema de un ADS

El agua generalmente requiere combustibles encapsulados y es por lo tanto menos adecuada como moderador en ADS, debido a los altos gradientes en la densidad de potencia; en sistemas subcríticos la densidad de potencia varía espacialmente como una función exponencial. Consecuentemente, las sales fundidas térmicas, donde los actínidos son disueltos, han sido consideradas como una mejor combinación de combustible y moderador [9].

La homogenización del combustible y la subcriticidad del sistema implican que se tiene un alto flujo de neutrones en regiones del blanco con una rapidez de transmutación alta; mientras que en las regiones del reactor se tiene un flujo de neutrones considerablemente menor. Esto puede ser compensado al tener varios aceleradores en distintas posiciones del reactor [10].

Una desventaja del ADS son las significativas oscilaciones en reactividad, requiriendo que la operación del acelerador sea muy flexible con corrientes variando hasta por un factor de 5 [11].

La alta trayectoria libre media de los neutrones en sistemas rápidos, hace que los problemas en los picos de potencia sean menos severos que en los sistemas térmicos, y consecuentemente hacen posible el uso de combustibles sólidos.

Una parte del calor generado por las fisiones en el ADS es usado para producir energía eléctrica y otra parte para alimentar al acelerador. La parte de alimentación del acelerador resulta ser entre el 4 y 15 % [12].

El blanco preferido para un ADS es un blanco de metal líquido; para muchos casos el plomo-bismuto eutéctico (LBE) ha sido escogido. Las grandes ventajas del LBE son: la inercia química, la temperatura de ebullición alta, la temperatura de fusión relativamente baja (123.5 °C) y una conductividad calorífica buena. Una desventaja del LBE es la peligrosa producción de partículas alfas emitidas por el Bismuto activado por los neutrones [13]. Además, se han realizado estudios en el uso del plomo-bismuto eutéctico en el ADS para la transmutación de productos de fisión [14].

1.4 Esquemas de los Ciclos de Combustible

La mayoría de los esquemas para el quemado de los actínidos (ver Figura 1.3), se puede resumir en seis esquemas [3]:

1. El ciclo de combustible directo. Este ciclo consiste en el desalojo directo del desecho radiactivo al repositorio nuclear.
2. El ciclo del quemado del plutonio. En este ciclo el plutonio separado del desecho es reciclado en forma de combustible MOX, primero en los LWR y finalmente en los reactores rápidos. El reactor rápido es optimizado para un alto consumo de plutonio.
3. El ciclo del quemado transuránico en reactores rápidos. En el reprocesamiento del combustible gastado de los LWR, los actínidos transuránicos son separados del uranio. El combustible llamado *Top Up* que sirve de alimentación para los

reactores rápidos, consiste de una mezcla de transuránico con uranio fértil. Este uranio fértil es introducido con el objeto de tener regímenes de seguridad más altos.

4. El ciclo del quemado transuránico en reactores ADS rápidos. Este esquema es similar al anterior, excepto que el reactor rápido es reemplazado por un reactor subcrítico impulsado por un acelerador. Este esquema tiene la capacidad de quemar transuránicos puros.
5. El esquema del estrato doble. Este esquema consiste en que en la primera parte del ciclo se tiene un ciclo del quemado del plutonio, y en la segunda parte se tiene un ADS rápido que quema actínidos menores.
6. El esquema del reactor rápido integral. En este esquema se tiene un solo reactor rápido integral, cuyo objetivo es quemar todos los actínidos.

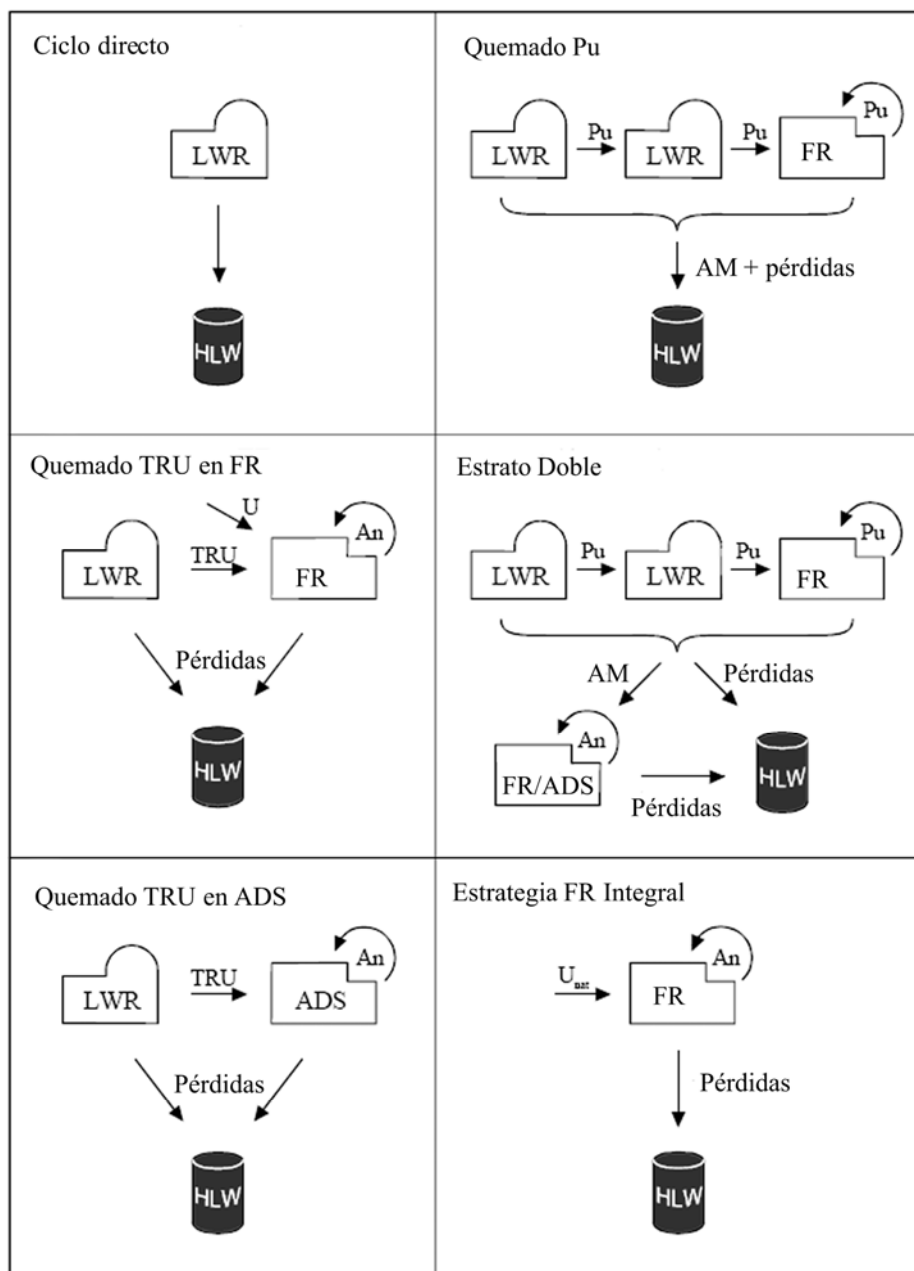


Figura 1.3. Principales esquemas de los ciclos de combustibles

Referencias

1. Sapyta, J.J., Anderson, W.J. A Description of Thorium-Uranium Critical Experiments. *ANS Transactions, 2000 Winter Meeting Washington D.C.*, November 12-16, 2000.
2. OECD Nuclear Energy Agency, *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Status and Assessment Report*, Paris, France, 1999.
3. OECD Nuclear Energy Agency, *Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactor (FR) in Advanced Nuclear Cycles*, 47, Paris, France, 1999.
4. Harvey W. Graves Jr., *Nuclear Fuel Management*, John Wiley & Sons, 1973.
5. M. Benedict and T.H. Pigford, *Nuclear Chemical Engineering*, McGraw Hill, New York, 1957.
6. M. Salvatores, I. Slessarev and M. Uematsu, A Global Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei, *Nucl. Sci. Eng.* 116, 1-18, 1994.
7. *Physics of Plutonium Recycling; Vol. IV, Fast Plutonium-burner Reactors: Beginning of Life (1995); Vol. V, Plutonium Recycling in Fast Reactors (1996)*, OECD/NEA, Paris, France.
8. F. Venneri, C. D. Bowman and S.A. Wender, The Physics Design of Accelerator-driven Transmutation Systems, *Proceedings of the Int. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems (Global 1995)*, p. 474. September 11-14, 1995, Versailles, France, 1995.
9. G. Youinou et. al. Toxicity Reduction in Accelerator-driven Transmutation Systems with molten Salt Cores, *Proceedings of the second Int. Conf. on Accelerator-driven Transmutation Technologies and Applications*, p. 203. June 3-7, Kalmar, Sweden, 1996.
10. *Proceedings of the Int. Spec. Meeting, Utilization and Reliability of High Power Proton Accelerators, Mito (Japan)*, October 13-15, 1998, OECD/NEA, Paris, France, 1999.
11. H. Rief, H. Takahashi, The Transient Behavior of Accelerator-driven Sub-critical Systems, *Int. Meeting, "8ème journées SATURNE"*, May 1994.
12. M. Salvatores, Accelerator-driven Systems: Physics Principles and Specificities, *J. Phys. IV France* 9, p. 17-33, 1999.
13. J.J. Park et. al. Review of Liquid Metal Corrosion Issues for Potential Containment Materials for Liquid Lead and Lead-bismuth Eutectic Spallation Targets as a Neutron Source, *Nuclear Design and Engineering*, 196, 315-325, 2000.

14. Hüseyin Yapici, Gamze Genç and Nesrin Demir, A comprehensive study on neutronics of a lead–bismuth eutectic cooled accelerator-driven sub-critical system for long-lived fission product transmutation, *Annals of Nuclear Energy*, In Press, Corrected Proof, Available online 29 January 2008.

Capítulo 2

Validación del Código HELIOS

2.1 Introducción

La transmutación de actínidos menores (AM) jugará un papel muy importante en la reducción de los inventarios de desechos radiactivos. Sin embargo, los cálculos de transmutación de actínidos menores no están bien establecidos, debido a que los datos nucleares para los actínidos menores no son muy exactos y las cadenas de decaimiento no están completamente modeladas en los códigos. Por lo tanto, es conveniente evaluar los cálculos de transmutación de los AM con el código que se emplea.

Se emplea el código HELIOS debido a que es ampliamente utilizado tanto por el grupo de ingeniería nuclear de la UNAM como por otras instituciones [1, 2, 3]. El desempeño del código HELIOS ha sido verificado para celdas de combustible donde interviene el torio [4], pero no para los actínidos menores. Por consiguiente, es importante realizar un estudio del desempeño del código HELIOS para celdas de combustible donde intervienen los actínidos menores.

En este capítulo se presenta una comparación entre los resultados obtenidos con el código HELIOS-1.5 [5] y los resultados reportados por los participantes del benchmark de la NEA: “Calculations of Different Transmutation Concepts” [6], referente al quemado de una celda. El benchmark se basa en una celda moderada con agua ligera y cuyo combustible es: U, Pu y actínidos menores (Np, Am, Cm). Los resultados obtenidos con HELIOS (UNAM, México) del factor de multiplicación de neutrones, las concentraciones isotópicas, los coeficientes de reactividad de vacíos y Doppler dependientes del quemado, y las radioactividades como una función del tiempo se comparan con los siguientes códigos: KAPROS/KARBUS (FZK, Alemania), SRAC95 (JAERI, Japón), TRIFON (ITEP, Federación Rusa) y WIMS (IPPE, Federación Rusa). Todos estos códigos resuelven la ecuación de transporte de neutrones utilizando el método de probabilidades de colisión. Para la celda de combustible se consideran ocho regiones azimutales en la zona del moderador y dos regiones radiales en la zona del combustible (ver Figura 2.1), lo cual es la nodalización estándar para el cálculo de combustibles de reactores de agua ligera con HELIOS. Se consideran dos tipos de quemado de descarga: 33 GWd/tHM y 50 GWd/tHM (HM=Metal Pesado, de sus siglas en inglés). Se abordan los siguientes tipos de resultados:

- El factor de multiplicación de neutrones (k_{∞}) como una función del quemado.
- Las densidades atómicas de los isótopos Np237, Pu241, Pu242 y Am242m.
- Las radioactividades en el momento en que se apaga el reactor y en los tiempos de enfriamiento: 7, 10, 20, 50, 100, 200, 500, 1000, 2000, 5000, 10000, 20000, 50000 años.
- Las reactividades por vacíos para las fracciones de vacíos: 40%, 70% y 95%.
- Las reactividades Doppler para el rango de temperaturas desde 660° a 960°C.

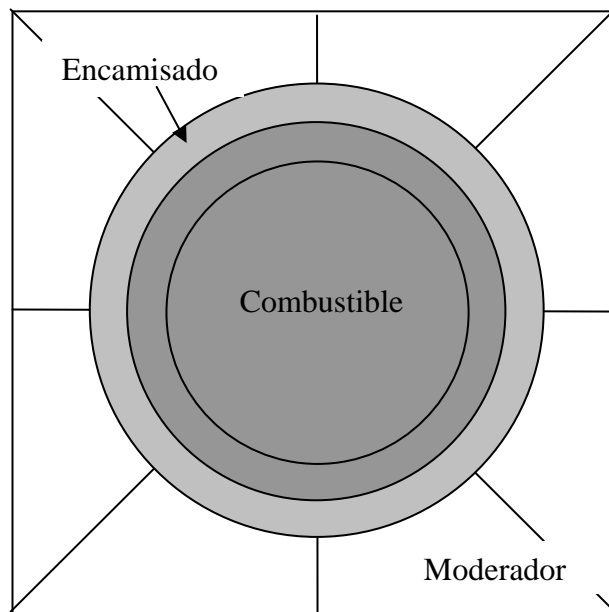


Figura 2.1. Celda de combustible utilizada por HELIOS

2.2 Códigos Internacionales

FZK. El código utilizado por la institución alemana FZK es el código KAPROS/KARBUS [7]. Este código emplea las bibliotecas KEDAK4, ENDF/B-5/6, JEF-2.2 para los datos de las secciones eficaces. La teoría de transporte se emplea para realizar los cálculos neutrónicos. El método de probabilidad de colisiones y el método de Bateman se emplean para los cálculos de la celda y los cálculos de quemado respectivamente. El cálculo de celda se divide en 69 grupos de energía. Para cálculos de quemado se emplea un solo grupo de energía.

JAERI. El código utilizado por esta institución japonesa es el código SRAC95 [8, 9]. Este código emplea la biblioteca JENDL-3.2 para los datos de las secciones eficaces. La teoría de transporte se emplea para realizar los cálculos neutrónicos. El método de probabilidad de colisiones y el método de Bateman se emplean para los cálculos de la celda y los cálculos de quemado respectivamente. El cálculo de celda se divide en 107 grupos de energía. Para cálculos de quemado se emplea un solo grupo de energía.

ITEP. El código utilizado por la institución rusa ITEP es el código TRIFON [10, 11, 12]. Este código emplea la biblioteca BNAB-26 para los datos de las secciones eficaces. La teoría de transporte se emplea para realizar los cálculos neutrónicos. El método de probabilidad de colisiones se emplea para los cálculos de la celda. El cálculo de celda se divide en 270 grupos de energía. Para cálculos de quemado se emplean dos grupos de energía.

IPPE. Esta institución utiliza el código WIMS. Ninguno dato es proporcionado por el benchmark para este código.

UNAM. El código utilizado por nosotros es el código HELIOS-1.5. Este código emplea la biblioteca ENDF/B-VI para los datos de las secciones eficaces, que pueden ser de 190, 90 o 35 grupos de energía para los neutrones. Se resuelve la ecuación de transporte de neutrones por el método de Probabilidad de Colisiones con Acoplamiento de Corrientes (CCCP, de sus siglas en ingles), en los grupos de energía de la biblioteca de secciones eficaces utilizada (35, 90 o 190).

2.3 Modelo de la Celda de Combustible

Las características de la celda de combustible utilizada en este benchmark se muestran en las Tablas 2.1 y 2.2. La geometría de la celda se especifica en la Figura 2.2. El paso (*pitch*) y el radio de la celda corresponden a dos tipos de celda: una pequeña (*lattice* normal) correspondiendo a un PWR estándar, y otra grande (*lattice* aumentada) correspondiendo a un PWR altamente moderado. Las razones volumétricas del moderador respecto al combustible, V_m/V_f , son 1.92 y 3.0 para la celda normal y la ampliada respectivamente. La influencia del ácido bórico y de los materiales estructurales no son tomadas en cuenta.

Tabla 2.1. Especificación de la celda benchmark para el PWR

Parámetro	Valor
Razón moderador a combustible <i>Estándar</i>	1.929
<i>Aumentada</i>	3.0
Radio del combustible (cm)	0.4095
Radio del encamisado (cm)	0.475
Pitch del lattice (cm) <i>Estándar</i>	1.333
<i>Aumentada</i>	1.513
Radio del moderador (cm) <i>Estándar</i>	0.741
<i>Aumentada</i>	0.8536
Potencia específica (MW/tHM)	38.30
Potencia lineal (W/cm)	183.02
Densidad del UO ₂ teórica (g/cm ³)	10.96
Densidad del PuO ₂ teórica (g/cm ³)	11.46
Densidad del óxido de combustible (g/cm ³)	10.29
Densidad del Zirconio (g/cm ³)	6.55
Densidad del agua (g/cm ³)	0.7136
Temperatura del combustible (°C)	660.0
Temperatura del moderador (°C)	363.3

Tabla 2.2. Densidades atómicas de la celda UO₂ a 0 MWd/tHM

Zona	Isótopo	Concentración (núcleos/cm ³)	
		3.25% ²³⁵ U	4.65% ²³⁵ U
Combustible	O	4.5934E+22	4.5941E+22
	²³⁵ U	7.5564E+20	1.0811E+21
	²³⁸ U	2.2211E+22	2.1889E+22
Encamisado	Zr	4.3365E+22	4.3365E+22
Moderador	H	4.7769E+22	4.7769E+22
	O	2.3885E+22	2.3885E+22

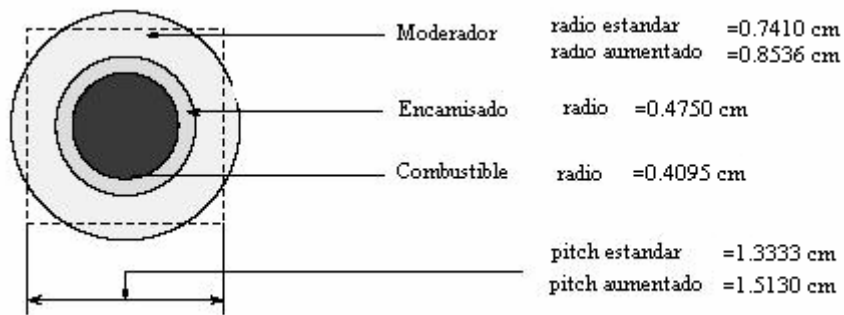


Figura 2.2. Geometría de la celda benchmark

Dos valores de quemado de descarga son establecidos para los combustibles UO₂ y MOX: 33 GWd/tHM y 50 GWd/tHM. Para la especificación del benchmark se consideran cuatro tipos de combustibles:

- MOX11, combustible formado por plutonio y AM, los cuales resultan del reprocesamiento del combustible UO₂ enriquecido al 3.25% y quemado a 33 GWd/tHM.
- MOX21, combustible formado por plutonio y AM, los cuales resultan del reprocesamiento del combustible UO₂ enriquecido al 4.65% y quemado a 50 GWd/tHM.
- MOX12, combustible formado por plutonio y AM, los cuales resultan del reprocesamiento del combustible MOX11 quemado a 33 GWd/tHM.
- MOX22, combustible formado por plutonio y AM, los cuales resultan del reprocesamiento del combustible MOX21 quemado a 50 GWd/tHM.

En todos los combustibles MOX se consideran 7 años de enfriamiento antes de proceder a reprocesarlos, y 3 años para la fabricación de éstos. Las cantidades de actínidos menores considerados son: 0.0%, 1.0% y 2.5%. Las densidades atómicas de los constituyentes de los ensambles de combustibles MOX se muestran en las Tablas 2.3 y 2.4.

Los resultados reportados por el benchmark corresponden a los casos MOX12 y MOX22 para la celda normal y el caso MOX22 para la celda aumentada. Los casos

MOX12 y MOX22 de la celda normal y MOX22 de la celda aumentada toman en cuenta dos tipos de ensambles: ensambles compuestos con uranio, plutonio y actínidos menores (Np, Am y Cm); y ensambles compuestos con uranio, plutonio y sin actínidos menores, ver Tablas 2.3 y 2.4. Para el caso MOX12 de la celda normal se consideró un quemado de descarga de 33 GWd/tHM, y para los casos MOX22 de la celda normal y MOX22 de la celda aumentada se consideró un quemado de descarga de 50 GWd/tHM.

Para el cálculo de las actividades se realizaron los siguientes pasos:

- 1.- Directamente del código Helios se obtienen las densidades atómicas de cada actínido $n_i \left(\frac{\text{átomos}}{\text{cm}^3} \right)$, $i = {}^{235}\text{U}$, ${}^{238}\text{U}$, ${}^{237}\text{Np}$,...; la densidad del metal pesado inicial $\rho \left(\frac{\text{grHM}}{\text{cm}^3} \right)$; y las constantes de decaimiento de cada actínido $\lambda_i \left(\text{seg}^{-1} \right)$.
- 2.- La actividad de cada actínido $A_i \left(\frac{\text{Bq}}{\text{grHM}} \right)$ se calcula utilizando la siguiente fórmula:

$$A_i = \frac{\lambda_i N_i}{\rho} \quad (2.1)$$

Tabla 2.3. Densidades atómicas de la *lattice* PWR normal

AM(%)	MOX12 (33 GWd/tHM)			MOX22 (50 GWd/tHM)		
	0.0	1.0	2.5	0.0	1.0	2.5
${}^{235}\text{U}$	4.6618E-05	4.4263E-05	4.1190E-05	1.4144E-04	1.3547E-04	1.2639E-04
${}^{238}\text{U}$	2.0673E-02	1.9628E-02	1.8265E-02	1.9752E-02	1.8918E-02	1.7651E-02
${}^{237}\text{Np}$	0.0000E+00	1.0332E-05	2.5881E-05	0.0000E+00	1.0105E-05	2.5357E-05
${}^{238}\text{Pu}$	5.6777E-05	7.8873E-05	1.0646E-04	1.2477E-04	1.5081E-04	1.9044E-04
${}^{239}\text{Pu}$	9.7176E-04	1.3499E-03	1.8222E-03	1.2751E-03	1.5412E-03	1.9462E-03
${}^{240}\text{Pu}$	6.7695E-04	9.4041E-04	1.2694E-03	9.2817E-04	1.1219E-03	1.4167E-03
${}^{241}\text{Pu}$	2.3366E-04	3.2459E-04	4.3814E-04	3.1953E-04	3.8622E-04	4.8771E-04
${}^{242}\text{Pu}$	2.0745E-04	2.8819E-04	3.8900E-04	3.4388E-04	4.1564E-04	5.2487E-04
${}^{241}\text{Am}$	3.7123E-05	1.4349E-04	3.5946E-04	5.1734E-05	1.3366E-04	3.3540E-04
${}^{243}\text{Am}$	0.0000E+00	5.5790E-05	1.3976E-04	0.0000E+00	5.9941E-05	1.5041E-04
${}^{244}\text{Cm}$	0.0000E+00	1.9974E-05	5.0037E-05	0.0000E+00	2.5952E-05	6.5121E-05
O	4.5807E-02	4.5768E-02	4.5813E-02	4.5873E-02	4.5798E-02	4.5839E-02

Tabla 2.4. Densidades atómicas de la *lattice* PWR aumentada

AM(%)	MOX22 (50 GWd/tHM)		
	0.0	1.0	2.5
^{235}U	1.4994E-04	1.4400E-04	1.3317E-04
^{238}U	2.0939E-02	2.0109E-02	1.8596E-02
^{237}Np	0.0000E+00	1.0084E-05	2.5286E-05
^{238}Pu	7.3785E-05	9.9693E-05	1.4991E-04
^{239}Pu	7.5405E-04	1.0188E-03	1.5320E-03
^{240}Pu	5.4889E-04	7.4162E-04	1.1152E-03
^{241}Pu	1.8896E-04	2.5531E-04	3.8392E-04
^{242}Pu	2.0336E-04	2.7476E-04	4.1317E-04
^{241}Am	3.0594E-05	1.3339E-04	3.3446E-04
^{243}Am	0.0000E+00	5.9819E-05	1.4999E-04
^{244}Cm	0.0000E+00	2.5899E-05	6.4939E-05
O	4.5873E-02	4.5798E-02	4.5839E-02

2.4 Resultados y Discusión

Con el objeto de facilitar el análisis de la variación de k_{∞} contra el quemado, sólo se mostrarán las figuras de los siguientes ensambles MOX: MOX 22 con razón de moderación normal, 1.0% y 2.5% de AM; MOX 22 con razón de moderación aumentada, 1.0% y 2.5% de AM.

La variación de k_{∞} contra el quemado para el ensamble MOX 22 con razón de moderación normal y 1.0% de AM, se muestra en la Figura 2.3. La discrepancia más grande entre el valor mayor (correspondiendo a la institución rusa ITTE y la UNAM) y el valor menor (correspondiendo a la institución rusa IPPE) de k_{∞} se presenta al final del ciclo de irradiación con un valor de 2.5%. Nuestros resultados concuerdan bastante bien con la institución rusa ITEP; mientras que los resultados obtenidos por la institución alemana FZK y la rusa IPPE tienden a alejarse más de nuestros resultados (con valores más pequeños) conforme aumenta el quemado. Los resultados de la institución japonesa JAERI se encuentran en medio de los demás resultados.

La variación de k_{∞} contra el quemado para el ensamble MOX 22 con razón de moderación normal y 2.5% de AM, se muestra en la Figura 2.4. La discrepancia más grande entre el valor mayor (correspondiendo a nuestros resultados) y el valor menor (correspondiendo a la institución rusa IPPE) de k_{∞} se presenta al final del ciclo de irradiación con un valor de 3.0%. Los resultados obtenidos por la institución alemana FZK y la rusa IPPE tienden a separarse de la tendencia principal de los demás resultados (con valores más pequeños) conforme aumenta el quemado. Los resultados de las instituciones JAERI e ITEP se encuentran en medio de los demás resultados.

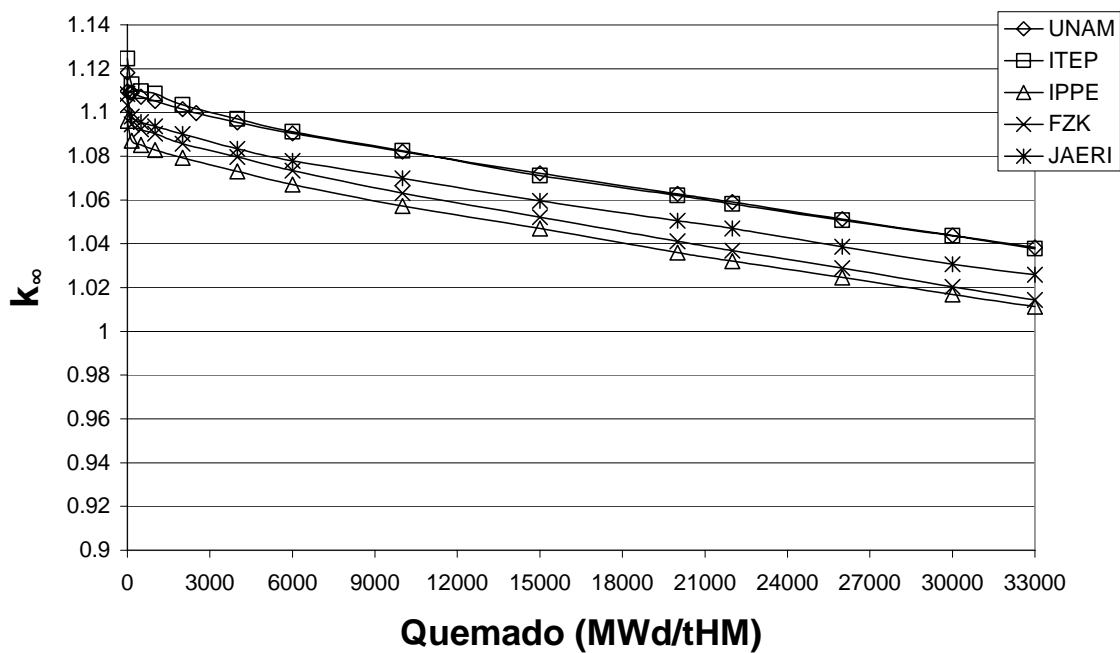


Figura 2.3. k_{∞} como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM) y 1.0 % de AM

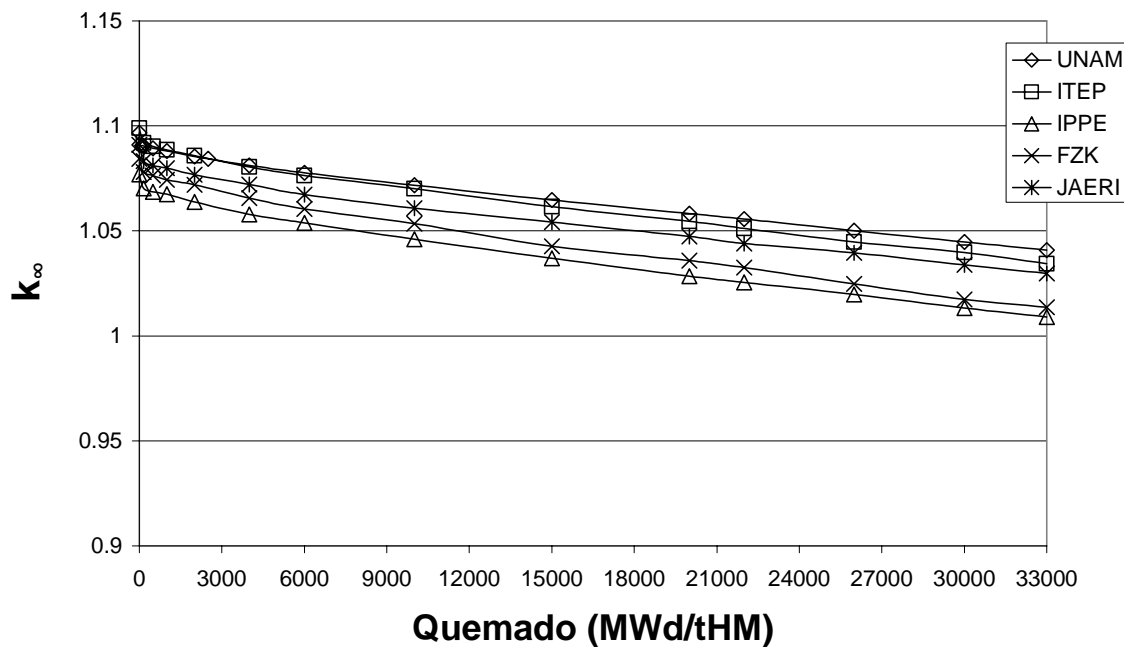


Figura 2.4. k_{∞} como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5 % de AM

La variación de k_{∞} contra el quemado para el ensamble MOX 22 con razón de moderación aumentada y 1.0% de AM, se muestra en la Figura 2.5. La discrepancia más grande entre el valor mayor (correspondiendo a la institución ITEP) y el valor menor (correspondiendo a la institución FZK) de k_{∞} se presenta al final del ciclo de irradiación con un valor de 1.9%. Todos los resultados excepto los obtenidos por FZK (los cuales tienden a separarse de la tendencia principal con valores más pequeños) concuerdan bastante bien.

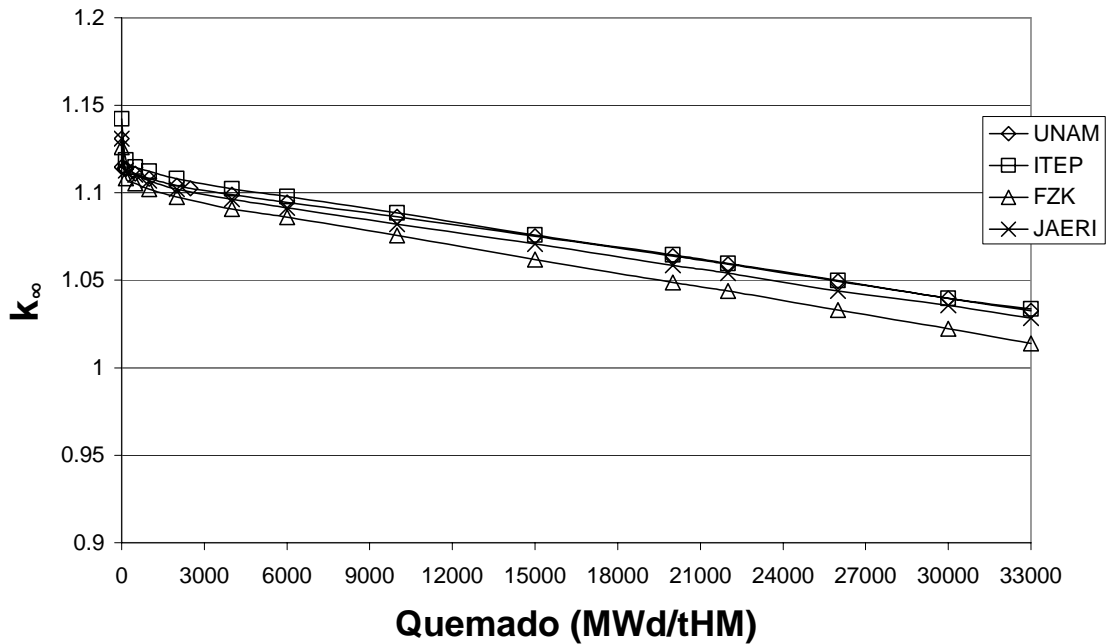


Figura 2.5. k_{∞} como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM), celda aumentada y 1.0% de AM

La variación de k_{∞} contra el quemado para el ensamble MOX 22 con razón de moderación aumentada y 2.5% de AM, se muestra en la Figura 2.6. La discrepancia más grande entre el valor mayor (correspondiendo a nuestros resultados) y el valor menor (correspondiendo a la institución FZK) de k_{∞} se presenta al final del ciclo de irradiación con un valor de 2.1%. Todos los resultados excepto los obtenidos por FZK (los cuales tienden a separarse de la tendencia principal) concuerdan bastante bien.

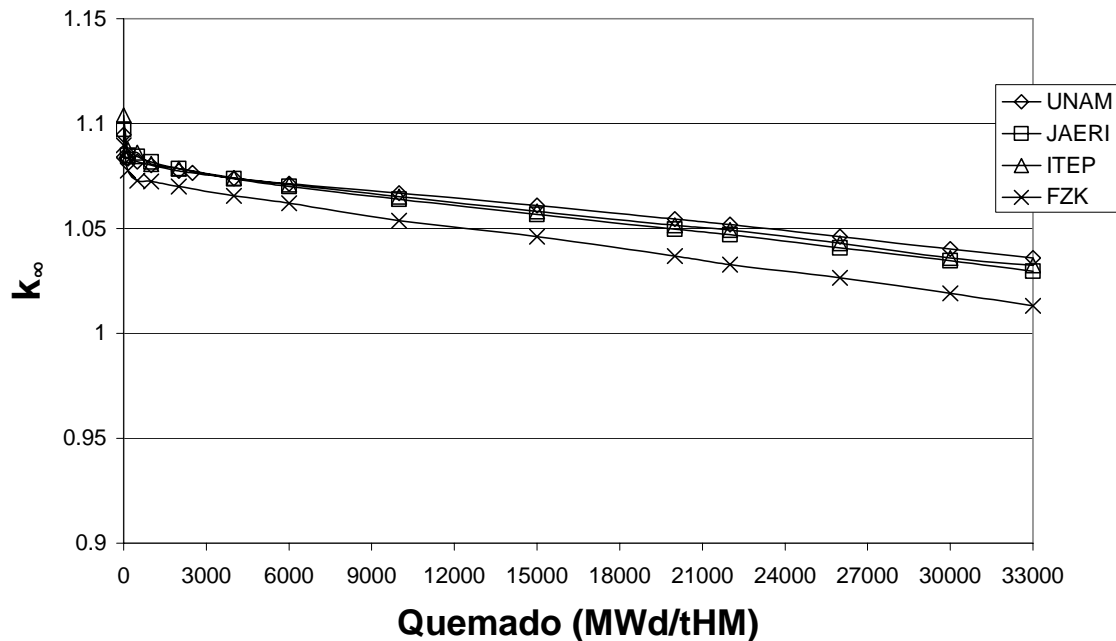


Figura 2.6. k_{∞} como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM), celda aumentada y 2.5% de AM

Resumiendo, del análisis de la variación de k_{∞} contra el quemado para las celdas aquí presentadas, se tiene que la discrepancia respecto a todos los casos es a lo más del 3%. Se observa que la diferencia de reactividad disminuye conforme aumenta la concentración de AM. Esta tendencia se observa más fuertemente en celda normal que que en la aumentada y en los casos MOX12 que en los MOX22.

Con el objeto de facilitar el análisis de la densidad atómica contra el quemado, sólo se mostrarán las figuras de las siguientes densidades atómicas: ^{237}Np y ^{241}Pu para el ensamble MOX 22 con razón de moderación normal y 2.5% de AM.

La densidad atómica del ^{237}Np como una función del quemado para el ensamble MOX 22 con razón de moderación normal y 2.5% de AM, se muestra en la Figura 2.7. La discrepancia más grande entre el valor mayor (correspondiendo a la institución FZK) y el valor menor (correspondiendo a nuestros resultados) se presenta al final del ciclo de irradiación con un valor de 12%. Todos los resultados, excepto los obtenidos por FZK (los cuales tienden a separarse de la tendencia principal con valores más grandes) concuerdan bastante bien.

La densidad atómica del ^{241}Pu como una función del quemado para el ensamble MOX 22 con razón de moderación normal y 2.5% de AM, se muestra en la Figura 2.8. La discrepancia más grande entre el valor mayor (correspondiendo a la institución FZK) y el valor menor (correspondiendo a nuestros resultados) de la densidad atómica se presenta al final del ciclo de irradiación con un valor de 4.6%. Se observan discrepancias entre todos los participantes, no únicamente para la densidad del ^{237}Np , sino además para la densidad del ^{242}Pu y $^{242\text{m}}\text{Am}$.

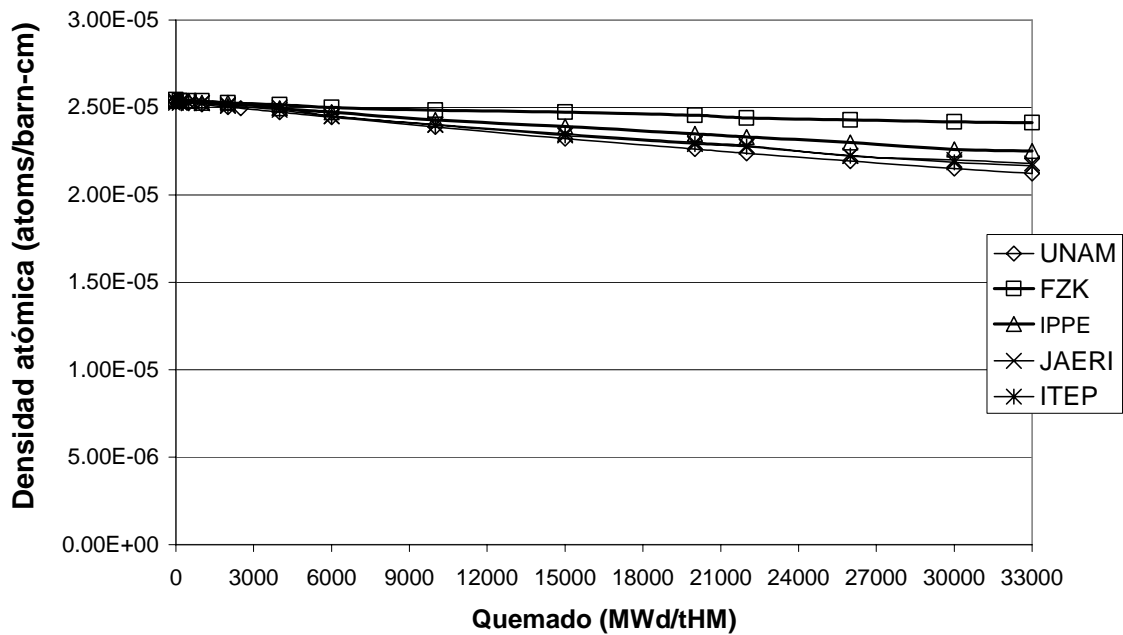


Figura 2.7. Densidad atómica del ^{237}Np como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% AM

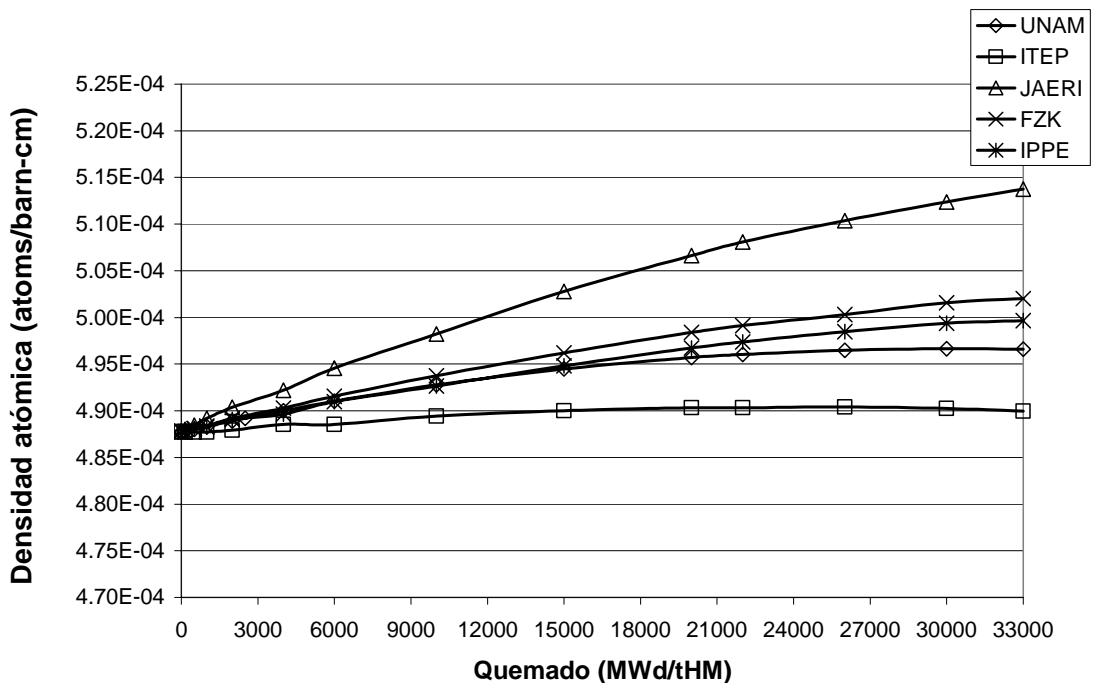


Figura 2.8. Densidad atómica del ^{241}Pu como función del quemado para el MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% AM

Con el objeto de facilitar el análisis de las actividades como una función del tiempo de decaimiento, sólo se mostrarán las figuras de las radioactividades de los siguientes elementos: ^{239}Pu , ^{241}Pu y ^{243}Cm para el ensamble MOX 22 con razón de moderación normal y 2.5% de AM.

La actividad del ^{239}Pu como una función del tiempo de decaimiento se muestra en la Figura 2.9. Los resultados entre todos los participantes concuerdan bastante bien excepto nuestros resultados, los cuales resultan ser más pequeños alrededor de los 10,000 años. Sin embargo, la discrepancia resulta ser a lo más del 9.1%.

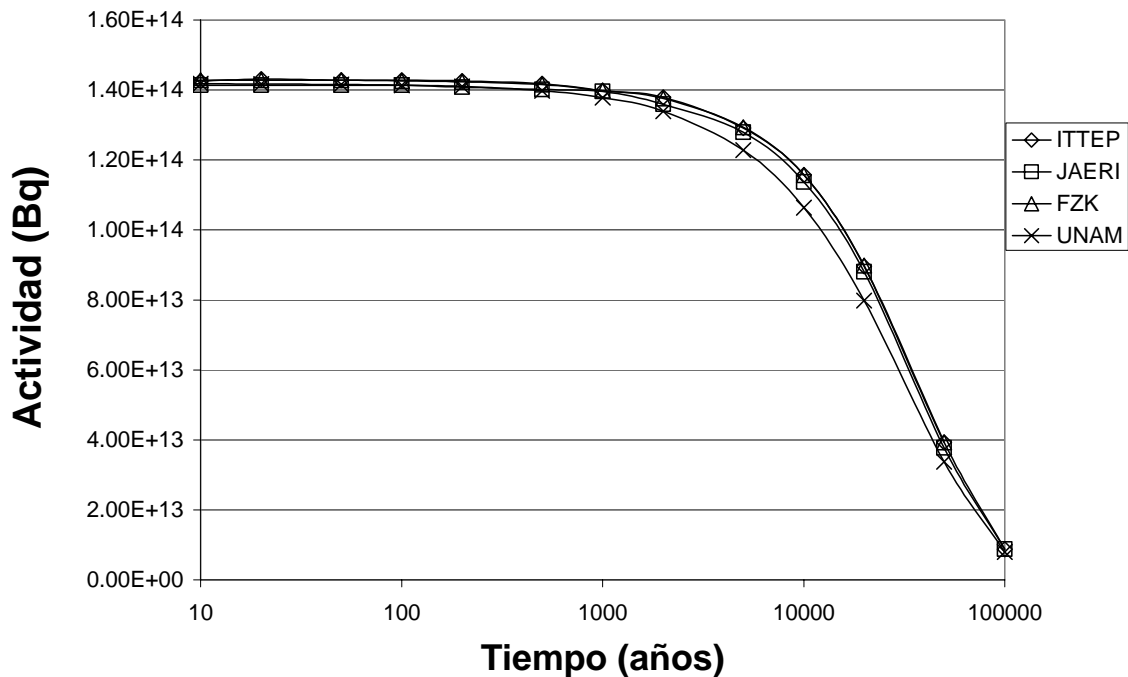


Figura 2.9. Radioactividad del ^{239}Pu como una función del tiempo de decaimiento para MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% de AM

La actividad del ^{241}Pu como una función del tiempo de decaimiento se muestra en la Figura 2.10. Los resultados entre todos los participantes concuerdan bastante bien hasta unos cuantos cientos de años. La actividad predicha por JAERI y por nosotros es casi nula alrededor de 5000 años, en contraste con los demás resultados, debido a que los códigos (SRAC95 y HELIOS) no toman en cuenta el decaimiento alfa del ^{245}Cm en ^{241}Pu .

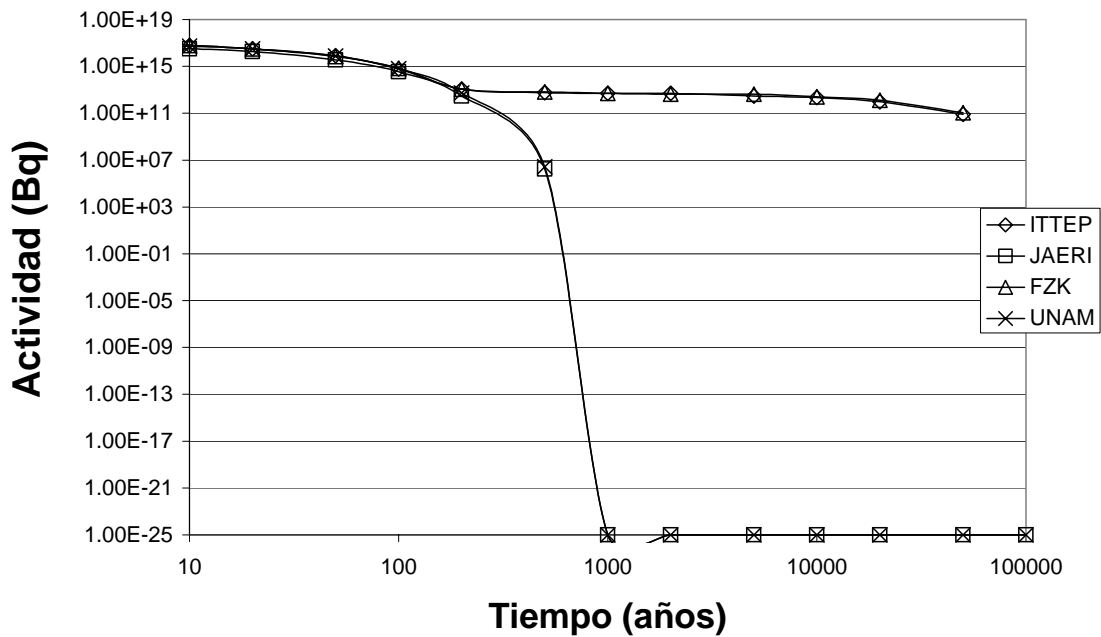


Figura 2.10. Radioactividad del ^{241}Pu como una función del tiempo de decaimiento para MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% de AM

La radioactividad del ^{243}Cm como una función del tiempo de decaimiento se muestra en la Figura 2.11. La discrepancia más grande entre el valor mayor (correspondiendo a la institución FZK) y el valor menor (correspondiendo a la institución ITEP) de la actividad, se presenta al inicio del tiempo de decaimiento (apagado del reactor) con un valor del 50%. Todos los resultados excepto los obtenidos por FZK (los cuales tienden a separarse de la tendencia principal con valores más grandes) concuerdan bastante bien.

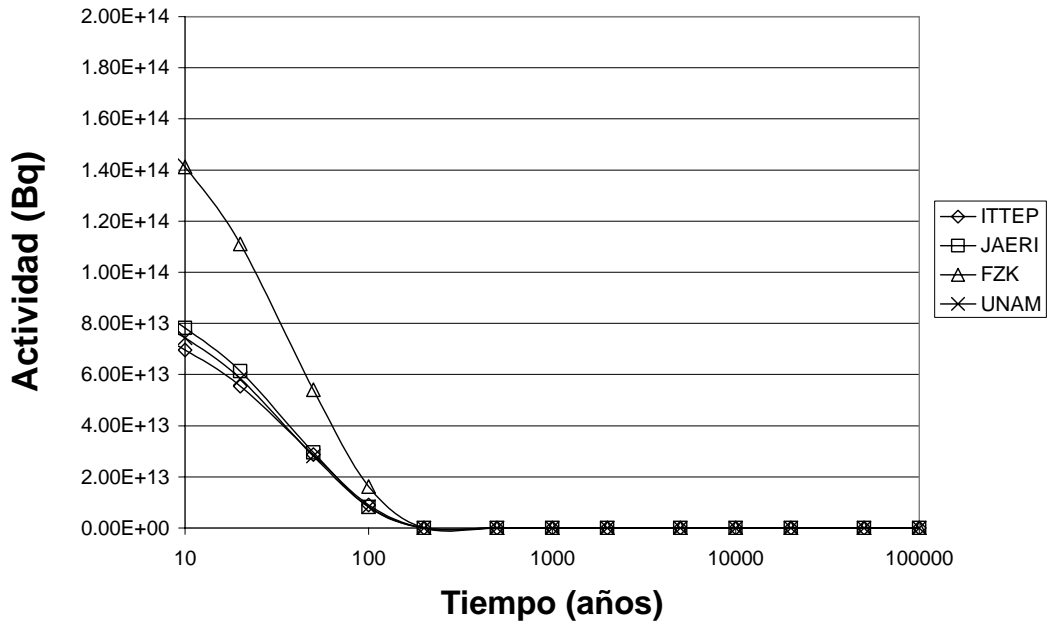


Figura 2.11. Radioactividad del ^{243}Cm como una función del tiempo de decaimiento (años) para MOX22 (50 GWd/tHM) y 2.5% de AM

Con el objeto de facilitar el análisis de los coeficientes de reactividad Doppler y de vacíos sólo se mostrarán las tablas de los siguientes ensambles MOX representativos: MOX 22 con razón de moderación normal, 1.0% y 2.5% de AM; MOX 22 con razón de moderación aumentada y 1.0% AM.

La reactividad Doppler y de vacíos para el ensamble MOX 22 con razón de moderación normal y 1.0% de AM se muestra en la Tabla 2.5. En las reactividades por vacíos, las discrepancias entre los resultados aumentan conforme aumenta la fracción de vacíos y el quemado llegando a ser bastante notables a 95% de vacíos y al final del ciclo de irradiación. Este aumento de la discrepancia se observa también para los demás ensambles. La discrepancia entre el valor mayor (correspondiendo a la institución japonesa JAERI) y el valor menor (correspondiendo a nuestros resultados) de la reactividad de vacíos al final del ciclo de irradiación y fracción de vacíos de 95% tienen un valor de 48.8%; en contraste, con la discrepancia entre el valor mayor (correspondiendo a la institución rusa ITEP y la UNAM) y el valor menor (correspondiendo a la institución rusa IPPE), al inicio de irradiación y fracción de vacíos del 40%, la cual tiene un valor de 18.6%. En las reactividades Doppler, los resultados concuerdan razonablemente bien, con un valor de discrepancia a lo más de 7.6% al inicio del ciclo de irradiación y un valor a lo más de 8.3% al final del ciclo de irradiación.

Tabla 2.5. Coeficientes de reactividad Doppler y vacíos para el ensamble MOX22 con razón de moderación normal, 50 GWd/tHM, 8.45% Pu-f, y 1.0% AM

a) Quemado = 0 GWd/tHM (BOL)					
	Tohoku Univ.	ITEP	JAERI	UNAM	FZK
Fracción de vacíos	k0				
0	1.10426	1.1257	1.10968	1.1097	1.10371
	$\Delta k' = k' - k0$				
0.4	-0.0346	-0.0404	-0.0348	-0.03286	-0.0338
0.7	-0.0186	-0.0328	-0.0170	-0.02161	-0.0148
0.95	0.0752	0.0626	0.0988	0.06832	0.0855
Doppler (+300°C)	-0.0085	-0.0089	-0.0084	-0.00854	-0.0091
b) Quemado = 50 GWd/tHM (EOL)					
Fracción de vacíos	k0				
0	1.00207	1.0089	0.99864	1.007	0.97986
	$\Delta k' = k' - k0$				
0.4	-0.0405	-0.0430	-0.0420	-0.04091	-0.0400
0.7	-0.0342	-0.0400	-0.0360	-0.04128	-0.0319
0.95	0.0547	0.0544	0.0707	0.03615	0.0617
Doppler (+300°C)	-0.0075	-0.0076	-0.0077	-0.00724	-0.0079

La reactividad Doppler y por vacíos para el ensamble MOX 22 con razón de moderación normal y 2.5% de AM se muestra en la Tabla 2.6. En las reactividades por vacíos, la discrepancia entre el valor mayor (correspondiendo a la institución JAERI) y el valor menor (correspondiendo a nuestros resultados) al final del ciclo de irradiación y fracción de vacíos de 95% tienen un valor de 27.2%. Comparando las Tablas 2.5 y 2.6, se observa que las reactividades por vacíos tienden a ser positivas conforme aumenta la concentración de AM. En las reactividades Doppler, las discrepancias presentan los siguientes valores: un valor a lo más de 14.6% al inicio del ciclo de irradiación y un valor a lo más de 13.7% al final del ciclo de irradiación.

Tabla 2.6. Coeficientes de reactividad Doppler y vacíos para el ensamble MOX22 con razón de moderación normal, 50 GWd/tHM, 10.65% Pu-f, y 2.5% AM

a) Quemado = 0 GWd/tHM (BOL)					
	Tohoku Univ.	ITEP	JAERI	UNAM	FZK
Fracción de vacíos	k0				
0	1.08556	1.0989	1.09186	1.09071	1.08391
	$\Delta k' = k' - k0$				
0.4	-0.0070	-0.0132	-0.0075	-0.00789	-0.0056
0.7	0.0437	0.0293	0.0450	0.03546	0.0492
0.95	0.1948	0.1811	0.2193	0.16913	0.2083
Doppler (+300°C)	-0.0075	-0.007	-0.0075	-0.00723	-0.0082
b) Quemado = 50 GWd/tHM (EOL)					
Fracción de vacíos	k0				
0	1.01163	1.014	1.00707	1.0169	0.98577
	$\Delta k' = k' - k0$				
0.4	-0.0137	-0.0166	-0.0154	-0.01643	-0.0108
0.7	0.0274	0.0215	0.0255	0.016	0.0300
0.95	0.1722	0.1685	0.1900	0.13815	0.1812
Doppler (+300°C)	-0.0069	-0.0069	-0.0071	-0.00638	-0.0074

La reactividad Doppler y por vacíos para el ensamble MOX 22 con razón de moderación normal y 2.5% de AM se muestra en la Tabla 2.7. En las reactividades por vacíos, la discrepancia entre el valor mayor (correspondiendo a la institución rusa ITEP y la UNAM) y el valor menor (correspondiendo a la institución rusa IPPE) al final del ciclo de irradiación y fracción de vacíos de 95% tienen un valor de 9.65%. Comparando las Tablas 2.6 y 2.7, se observa que las reactividades por vacíos tienden a tomar valores más negativos conforme aumenta la razón de moderación. En las reactividades Doppler, las discrepancias presentan los siguientes valores: un valor a lo más de 36.5% al inicio del ciclo de irradiación y un valor a lo más de 14.8% al final del ciclo de irradiación. La alta discrepancia en la reactividad Doppler al inicio del ciclo de irradiación se debe a que los datos de ITEP difieren en gran medida de los demás datos.

Tabla 2.7. Coeficientes de reactividad Doppler y vacíos para el ensamble MOX22 con razón de moderación aumentada, 50 GWd/tHM, 5.6% Pu-f, y 1.0% AM

a) Quemado = 0 GWd/tHM (BOL)					
	Tohoku Univ.	ITEP	JAERI	UNAM	FZK
Fracción de vacíos	k0				
0	1.12559	1.1427	1.13115	1.11411	1.12469
	$\Delta k' = k' - k0$				
0.4	-0.0904	-0.0864	-0.0902	-0.08009	-0.0908
0.7	-0.1622	-0.1648	-0.1611	-0.14343	-0.1608
0.95	-0.1404	-0.1479	-0.1161	-0.13179	-0.1318
Doppler (+300°C)	-0.0081	-0.0069	-0.0080	-0.0078	-0.0083
b) Quemado = 50 GWd/tHM (EOL)					
Fracción de vacíos	k0				
0	0.99288	0.993	0.98909	0.98932	0.96772
	$\Delta k' = k' - k0$				
0.4	-0.0936	-0.0898	-0.0944	-0.08524	-0.0923
0.7	-0.1826	-0.1794	-0.1840	-0.16633	-0.179
0.95	-0.1935	-0.1818	-0.1764	-0.18801	-0.1845
Doppler (+300°C)	-0.0069	-0.0095	-0.0070	-0.00603	-0.0072

2.5 Conclusiones

Se compararon los resultados obtenidos con el código HELIOS con los reportados por los códigos: KAPROS/KARBUS (FZK, Alemania), SRAC95 (JAERI, Japón), TRIFON (ITEP, Federación Rusa), WIMS (IPPE, Federación Rusa). Los valores obtenidos se encuentran dentro de los límites del reciclado múltiple del plutonio, establecido por la NEA Working Party on Plutonium Fuels and Innovative Fuel Cycles. Se pueden destacar las principales discrepancias:

La discrepancia en la variación de k_{∞} como una función del quemado, respecto a todos los casos, es a lo más del 3%. Se observa que la diferencia de reactividad se modera conforme aumenta la concentración de AM. Esta tendencia se observa más fuertemente en la celda normal que en la aumentada y en los casos MOX12 que en los MOX22.

Respecto a las densidades atómicas como una función del quemado, se tienen discrepancias significativas entre todos los participantes para los resultados del ^{241}Pu , ^{242}Pu y $^{242\text{m}}\text{Am}$. Los resultados para el ^{237}Np obtenida por FZK son más grandes con respecto a los demás resultados

En lo que respecta a las actividades como una función del tiempo de decaimiento, los resultados concuerdan bastante bien en el caso del ^{239}Pu , mientras que para los isótopos del $^{242\text{m}}\text{Am}$ y ^{243}Cm se presentan discrepancias significativas. En el caso del ^{241}Pu , la actividad predicha por JAERI y por nosotros es casi nula alrededor de 5000 años,

debido a que los códigos no toman en cuenta el decaimiento alfa del ^{245}Cm en ^{241}Pu . Por consiguiente, sería conveniente agregar en HELIOS el decaimiento alfa del ^{245}Cm .

Las reactividades Doppler concuerdan razonablemente bien, excepto por los resultados obtenidos por ITEP en el caso de la celda con moderación alta. En las reactividades por vacíos, las discrepancias entre los resultados aumentan conforme aumenta la fracción de vacíos, llegando a ser bastante notable a 95% de vacíos. Las reactividades por vacíos tienden a ser positivas conforme aumenta la concentración de AM. Conforme se aumenta la razón de moderación, las reactividades por vacíos tienden a tomar valores más negativos.

Los datos presentados aquí y en el benchmark de la NEA son insuficientes para validar los códigos, debido a que no se tiene datos experimentales. Sin embargo, el hecho de que los códigos concuerdan razonablemente bien, implica que la física descrita por estos códigos podría ser demostrada posteriormente con datos experimentales.

Referencias

1. B. Merk and R. Koch, On the influence of spatial discretization in LWR cell- and lattice calculations with HELIOS 1.9, *Annals of Nuclear Energy*, In Press, Corrected Proof, Available online 17 March 2008.
2. Cecilia Martin-del-Campo, Juan Luis François, Roberto Carmona and Ivonne P. Oropeza, Optimization of BWR fuel lattice enrichment and gadolinia distribution using genetic algorithms and knowledge, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 34, Issue 4, April 2007, Pages 248-253.
3. Nateekool Kriangchaiporn, Kostadin N. Ivanov and Rudi J. J. Stamm'ler, HELIOS: analysis of MOX critical experiments, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 29, Issue 14, September 2002, Pages 1633-1640.
4. Alejandro Núñez-Carrera, Juan Luis François and Gilberto Espinosa-Paredes, Comparison between HELIOS critical-depletion calculations and a PWR thorium cell burnup benchmark, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 31, Issue 7, May 2004, Pages 713-722.
5. HELIOS, versión 1.5, Fuel Management System, Studsvik Scandpower, 1998.
6. NEA Nuclear Science Committee, *Calculations of Different Transmutation Concepts, an international benchmark exercise, February 2000*, Nuclear Energy Agency Organisation for Economic and Co-operation Development, ISBN 92-64-17638-1, 2000.
7. C.H.M. Broeders, "Entwicklungsarbeiten für die neutronenphysikalische Auslegung von Fortschrittlichen Druckwasser Reaktoren (FDWR) mit kompakten Dreiecksgittern in hexagonalen Brennelementen", KfK 5072 (1992).
8. K. Tsuchihashi, et al., "Revised SRAC Code System", JAERI-1302 (1986).

9. K. Okumure, et al., “*SRAC95, General Purpose Neutronics Code System*”, JAERI-Data/Code 96-015 (1996), in Japanese.

10. B.P. Kochurov, A.Yu. Kwaratzheli, V.M. Michailov, “*Computer Code TRIFON: Manual*”, Pre-print ITEP 10-95, Institute of Theoretical and Experimental Physics, Moscow, 1995.

11. A.Yu. Kwaratzheli, B.P. Kochurov, “*Computer Code TRIFON Abstract*”, VANT, Ser.: PHTYAR (Russ.), 1985, N4, p. 45-47.

12. B.P. Kochurov, A.Yu. Kwaratzheli, A.P. Knyazev, “*New Methods and Computer Codes Developments for Neutron Reactor Physics Calculations*”, International Conf. on the Physics of Nuclear Science and Technology, Long Island, New York, 5-8 October 1998.

Capítulo 3

Diseño y Análisis de Ensamblajes Homogéneos

3.1 Introducción

En este capítulo se presenta el diseño de un ensamble homogéneo y se analiza el balance de masa de los elementos transuránicos y en particular de los actínidos menores, así como su radiotoxicidad, en un esquema de multireciclado del combustible gastado en un reactor de agua hirviente (BWR). En los ensambles de combustible homogéneos se mezcla de manera homogénea el uranio con los actínidos; es decir todas las barras frescas de combustible contienen la misma composición de uranio y actínidos. Específicamente se estudió un ensamble de combustible típico de los utilizados actualmente en la Central Nuclear Laguna Verde (CNLV). En particular se analizó, con el código HELIOS, un ensamble de combustible que contiene un arreglo de 10x10 barras de combustible con dos canales de agua ubicados en el centro del ensamble, en el cual cada canal de agua ocupa el espacio de 4 barras de combustible, esto se muestra en la Figura 3.1. Se analizan dos tipos de ensambles de combustibles MOX, uno conteniendo uranio, plutonio y actínidos menores; y otro conteniendo únicamente uranio y plutonio, sin actínidos menores. Para cada ensamble de combustible se utilizaron dos quemados de descarga: 38 y 48 GWd/tHM; y tres tipos de uranio: uranio procedente de las colas de enriquecimiento (uranio de colas), uranio natural y uranio procedente del combustible gastado (uranio irradiado). Además, se tomaron en cuenta dos reciclados del combustible.

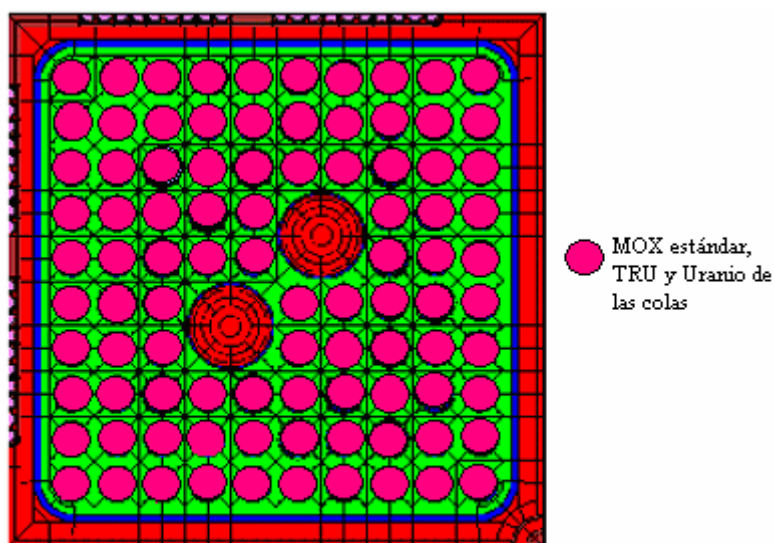


Figura 3.1. Ensamble representativo de la Central Nuclear Laguna Verde

El quemado de descarga de 38 GWd/tHM corresponde a los quemados de descarga actualmente utilizados en los ensambles G12 de la Central Nuclear Laguna Verde; mientras que la extensión en el quemado de descarga a 48 GWd/tHM corresponde a un quemado representativo de los futuros ensambles de la Central Nuclear Laguna Verde. Una ventaja al extender el quemado de descarga es que se reduce el volumen del combustible gastado por unidad de energía eléctrica generada.

Para la fabricación del ensamble MOX homogéneo se emplearon tres tipos de uranio:

- **Uranio de colas.** En la mayoría de las plantas de enriquecimiento de Estados Unidos, por cada tonelada de uranio natural que alimenta a las plantas, sólo se producen 0.12 toneladas de uranio enriquecido con enriquecimientos de ^{235}U del 4%, y 0.88 toneladas de uranio de colas [1]. Además, en la mayoría de los reactores convencionales del ciclo directo, los ensambles de combustible no emplean uranio de las colas; esto es, emplean únicamente uranio enriquecido. Por consiguiente, una buena parte del uranio natural (alrededor del 88%), la que produce uranio de las colas, no se aprovecha en la producción de energía. Por lo tanto sería conveniente emplear uranio de las colas en los ensambles de combustible.
- **Uranio irradiado.** La cantidad de uranio irradiado procedente del reciclado del combustible gastado es suficiente para emplearse en los combustibles MOX compuestos de elementos transuránicos.
- **Uranio natural.** El uranio natural también se puede utilizar para la fabricación de combustible MOX con elementos transuránicos.

En el presente trabajo se empleará el código HELIOS [2] para el análisis de los combustibles diseñados. HELIOS ya ha sido verificado previamente [3] para el análisis de la producción y consumo del Pu y elementos transuránicos.

En el diseño de ensambles de combustible de óxidos mixtos de uranio-plutonio (MOX), se han realizado una gran cantidad de estudios [4, 5, 6, 7]; sin embargo, en estos estudios no se emplean los actínidos menores. Por consiguiente, este trabajo es importante para extender el diseño de combustibles MOX a diseños donde intervienen los actínidos menores.

3.2 La Composición de Materiales

Las características generales de la composición de los materiales de los ensambles analizados se muestran en la Tabla 3.1. Se presentan los materiales presentes en el combustible, encamisado y moderador.

Tabla 3.1. Composición de materiales

Pastilla de combustible UOX	
Densidad (g/cm ³)	10.44
Temperatura (°K)	793.15
Pastilla de combustible MOX	
Densidad (g/cm ³)	11.1
Temperatura (°K)	793.15
Encamisado	
Material	Zircaloy
Densidad (g/cm ³)	6.55
Temperatura (°K)	575
Moderador	
Material	H ₂ O
Densidad (g/cm ³)	0.4584
Temperatura (°K)	560

El combustible MOX consiste en una mezcla de UO₂/PuO₂ con una densidad de 11.1 g/cm³ y algunas veces conteniendo actínidos menores (AM). Esta densidad corresponde al 92% de la densidad teórica: 12 g/cm³ [8], la cual compensa por la expansión del combustible. El encamisado se supone compuesto de zirconio y el moderador es agua, con una densidad de 0.4584 g/cm³, representativa del 40% de vacíos.

3.3 La Logística del Multireciclado

Se consideró un ciclo de 4 recargas, donde para el quemado de descarga de 48 GWd/tHM, cada recarga duró un periodo de 18 meses; mientras que para el quemado de descarga de 38 GWd/tHM cada recarga duró un periodo de 14.25 meses. Así, en cada recarga de combustible, ¼ de los ensambles en el reactor, correspondiendo a los ensambles más gastados, fueron reemplazados por combustibles frescos. Puesto que cada recarga dura 14.25 y 18 meses para los quemados de descarga de 38 y 48 GWd/tHM respectivamente, el quemado del combustible dura 4.75 y 6 años respectivamente.

Cada generación de reciclado consiste de un periodo de dos años entre el reprocesamiento y la fabricación del combustible MOX, después sigue la irradiación del combustible que dura 6 y 4.75 años para los quemados de descarga de 48 y 38 GWd/tHM respectivamente, y el enfriamiento subsiguiente en la piscina por 5 años. El tiempo entre el enfriamiento y reprocesamiento es importante debido al decaimiento del ²⁴¹Pu a ²⁴¹Am. Por consiguiente, el ciclo completo del combustible fresco de una generación al combustible fresco de la próxima generación ocupa 13 y 11.75 años para los quemados de descarga de 48 y 38 GWd/tHM respectivamente. El ciclo de

irradiación se muestra en la Figura 3.2, en donde los puntos denotados por BOG, BOI, EOI y EOG representan principio de generación (Beginning of Generation), principio de irradiación (Beginning of Irradiation), fin de irradiación (End of Irradiation), y fin de generación (End of Generation) respectivamente.

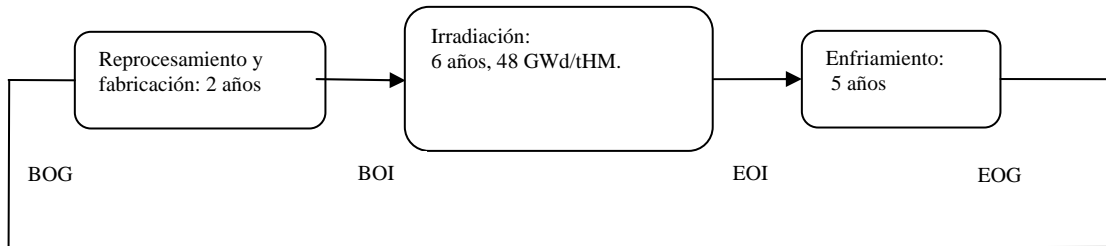


Figura 3.2. Ciclo de irradiación

3.3.1 Combustibles MOX sin Actínidos Menores y con Quemados de Descarga de 48 GWd/tHM

Primero se analizará la logística del multireciclado para los ensambles MOX compuestos de Pu y U, sin actínidos menores. La primera generación del reciclado involucra tomar el plutonio del combustible quemado UOX y reciclarlo como MOX. Con la composición isotópica del plutonio del combustible quemado UOX, se calcula la cantidad de plutonio inicial, que debe de contener el combustible MOX de la primera generación para alcanzar quemados de 48 GWd/tHM. Para la segunda generación, se asumió que el plutonio de los ensambles MOX de la primera generación era reprocesado conjuntamente con los ensambles quemados de UOX, en una proporción de 3 UOX: 1 MOX. Esto se muestra en la Figura 3.3.

Las razones principales por las cuales se mezclaron los combustibles UOX y MOX en una proporción 3 UOX: 1 MOX son:

- No es conveniente desde el punto de vista económico construir plantas que se dediquen a reprocesar exclusivamente combustible MOX, por lo tanto el combustible MOX es reprocesado en plantas de reprocesamiento de UOX. Desde el punto de vista del reprocesamiento es conveniente mezclar MOX con UOX en una razón 3:1 [9].
- La calidad isotópica del Pu en el combustible MOX se degrada durante la irradiación, puesto que aumentan los isótopos no-físiles. Por lo tanto, la mezcla del combustible UOX ayuda a mejorar la calidad isotópica del plutonio en el combustible MOX quemado.

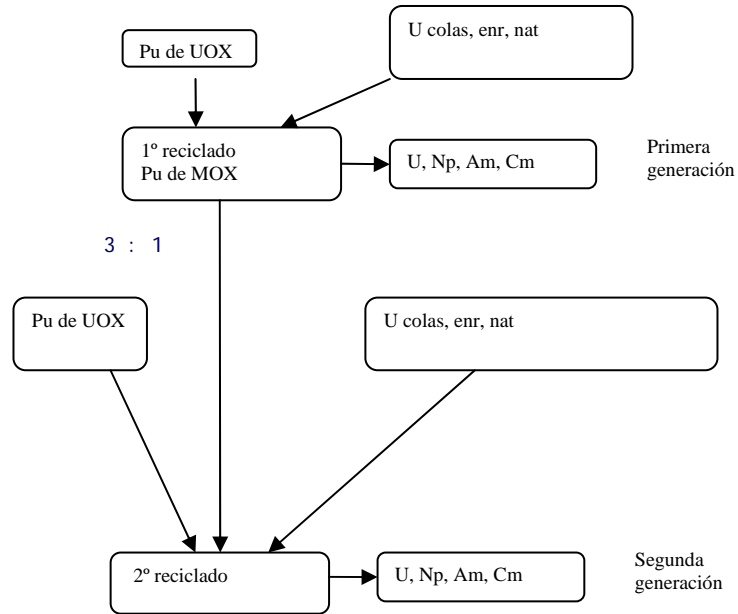


Figura 3.3. Representación esquemática de la logística del multireciclado para un ensamble MOX sin actínidos menores

3.3.2 Combustibles MOX con Actínidos Menores y con Quemados de Descarga de 48 GWd/tHM

La primera generación del reciclado involucra tomar el plutonio y los actínidos menores (elementos transuránicos) del combustible quemado UOX y reciclarlo como MOX. Con la composición isotópica de los transuránicos del combustible quemado UOX, se calcula la cantidad de transuránico total inicial, que debe de contener el combustible MOX de la primera generación para alcanzar quemados de 48 GWd/tHM. Para la segunda generación, se asumió que los transuránicos de los ensambles MOX de la primera generación eran reprocesados conjuntamente con los ensambles quemados de UOX, en una proporción de 3 UOX: 1 MOX. La logística del multireciclado del combustible MOX con actínidos menores se muestra en la Figura 3.4.

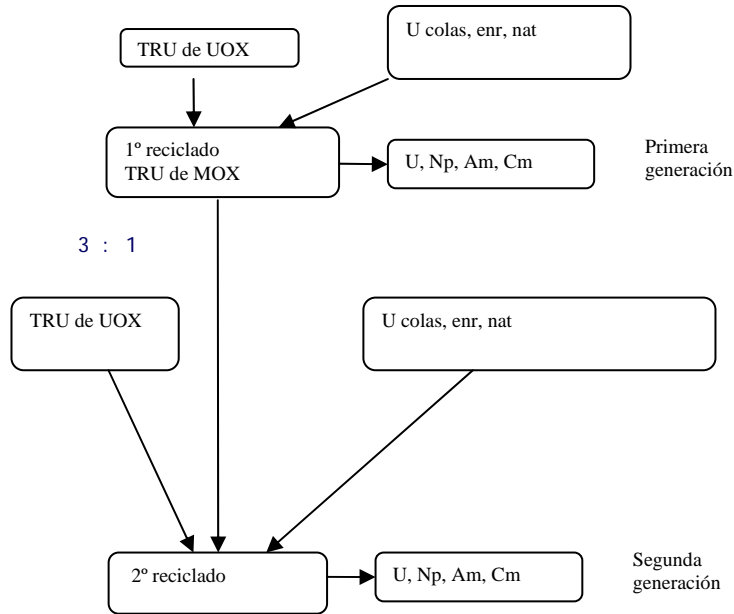


Figura 3.4. Representación esquemática de la logística del multireciclado para un ensamble MOX con actínidos menores

3.3.3 Combustibles MOX con Quemados de Descarga de 38 GWd/tHM

Los combustibles MOX con quemados de 38 GWd/tHM siguen la misma logística de multireciclado que los combustibles MOX con quemados de 48 GWd/tHM, con la única diferencia en el tiempo de irradiación y el periodo en los ciclos de recarga.

3.4 El Concepto de Ciclo de Reactividad Equivalente

El concepto de ciclo de reactividad equivalente se usa para determinar el contenido de plutonio inicial de un ensamble MOX. Este concepto significa que el quemado de descarga del ensamble MOX será lo mismo que el quemado de descarga del combustible UOX.

Si el quemado de combustible para un reactor realizando un ciclo de un solo lote, hasta alcanzar un valor de k_{eff} final determinado, es B_1 ; se sigue que para un reactor de n lotes alcanzando el mismo valor de k_{eff} , su quemado B_d está dado por:

$$B_d = \frac{2n}{n+1} B_1 \quad (3.1)$$

Por lo tanto, para un reactor de 4 lotes, para alcanzar un quemado de descarga de 48 GWd/tHM, se tiene que tener un quemado de 30 GWd/tHM, correspondiendo a una k_{eff} de 1.03. El valor de 1.03 para la k_{eff} se tomó en lugar de 1, con el objeto de tomar en cuenta el escape de neutrones, lo cual contribuye con el 3% de la k_{eff} .

El valor de la k_{eff} contra el quemado, para cada uno de las dos generaciones de reciclado de combustible MOX con actínidos menores, se muestra en la Figura 3.5. Gráficas similares se obtienen para los demás combustibles MOX.

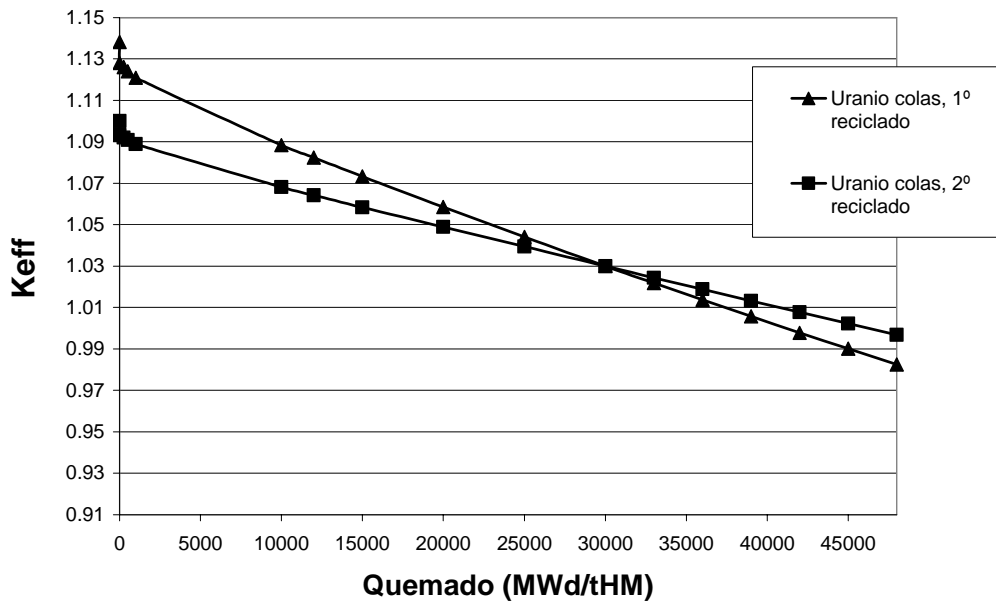


Figura 3.5. k_{eff} contra el quemado para ensambles MOX con actínidos menores

3.5 Cálculo de la Radiotoxicidad

La metodología para el cálculo de la radiotoxicidad para el ensamble MOX del primer reciclado compuesto de plutonio, actínidos menores y uranio de las colas, para un quemado de descarga de 48 GWd/tHM, se muestra en la Figura 3.6. Los pasos de esta metodología son:

1. Primero se calculan las masas de cada actínido por tonelada de metal pesado

inicial $\left(\frac{gr}{tHM}\right)$:

- Directamente del código Helios se obtienen las densidades atómicas de cada actínido $n_i \left(\frac{\text{átomos}}{\text{cm}^3}\right)$, $i = {}^{235}\text{U}, {}^{238}\text{U}, {}^{237}\text{Np}, \dots$; la densidad del metal pesado inicial $\rho \left(\frac{tHM}{\text{cm}^3}\right)$.

- La masa de cada actínido $m_i \left(\frac{gr}{tHM}\right)$ se calcula, utilizando la siguiente fórmula:

$$m_i = \frac{10^6 n_i M_i}{6.023 \times 10^{23} \rho} \quad (3.2)$$

Donde, M_i es la masa atómica de cada actínido.

2. Se calcula la suma de las masas de todos los isótopos transuránicos (TRU) por tonelada de metal pesado inicial; esto es, la suma de las masas de todos los isótopos del Np, Pu, Am y Cm. Considerando que por cada tonelada de metal pesado para un reactor del ciclo directo se producen 11.2 kg de elementos transuránicos: Np, Pu, Am y Cm; y en cada tonelada de metal pesado que alimentan al reactor del primer reciclado se necesitan 142.4 kg de TRU, que corresponden a la suma de las masas de todos los isótopos TRU, se sigue que alrededor de $142.4/11.2=12.7$ reactores del ciclo directo alimentarían a un reactor del primer reciclado.
3. Puesto que el quemado de descarga considerado es de 48 GWd/tHM, se sigue que la energía eléctrica por tonelada de metal pesado entregado por cada reactor expresada en TWhe/tHM está dada por:

$$\frac{\text{energía entregada por cada reactor (TWhe)}}{\text{tonelada de metal pesado inicial (tHM)}} = \frac{48 \times 24}{10^3} f \quad (3.3)$$

Donde, f es la eficiencia térmica de la planta; esto es, el factor de conversión de energía térmica a energía eléctrica. En este caso, se toma $f = 0.33$.

4. Se calcula la energía total en TWhe/tHM de los $12.7+1=13.7$ reactores (ETFR, Energía Total de la Flota de Reactores); esto es, tanto los reactores del ciclo directo como del primer reciclado:

$$ETFR \left(\frac{\text{TWhe}}{\text{tHM}} \right) = 13.7 \times \frac{\text{energía entregada por cada reactor (TWhe)}}{\text{tonelada de metal pesado inicial (tHM)}} \quad (3.4)$$

5. Se calculan las radiotoxicidades de cada actínido por tonelada de metal pesado inicial $\left(\frac{\text{Sv}}{\text{tHM}} \right)$. La radiotoxicidad de cada actínido $R_i \left(\frac{\text{Sv}}{\text{tHM}} \right)$ se calcula, utilizando la siguiente formula:

$$R_i = \frac{n_i \lambda_i \Gamma_i}{\rho} \quad (3.5)$$

Donde, $\lambda_i \text{ (seg}^{-1}\text{)}$ es la constante de decaimiento de cada actínido y $\Gamma_i \left(\frac{\text{Sv}}{\text{Bq}} \right)$ es el factor de dosis de cada actínido. En la Tabla 3.2 se muestran las vidas medias [10] y los factores de dosis de los actínidos [11,12].

6. Se calcula la suma de las radiotoxicidades (por tonelada de metal pesado inicial) de todos los actínidos al final del quemado del reactor del primer reciclado. Esta radiotoxicidad total (RT) está dada por:

$$RT\left(\frac{Sv}{tHM}\right) = \sum_i R_i \quad (3.6)$$

Donde, la suma abarca todos los actínidos.

7. Se divide la radiotoxicidad total de todos los actínidos producida por el reactor del primer reciclado entre la energía total producida por los 13.7 reactores¹; esto es,

radiotoxicidad total de la
flota de reactores en $\frac{Sv}{TWhe}$, $= \frac{ETFR}{RT}$ (3.7)
para un primer reciclado

La metodología del cálculo de la radiotoxicidad para los demás tipos de ensambles sigue pasos similares.

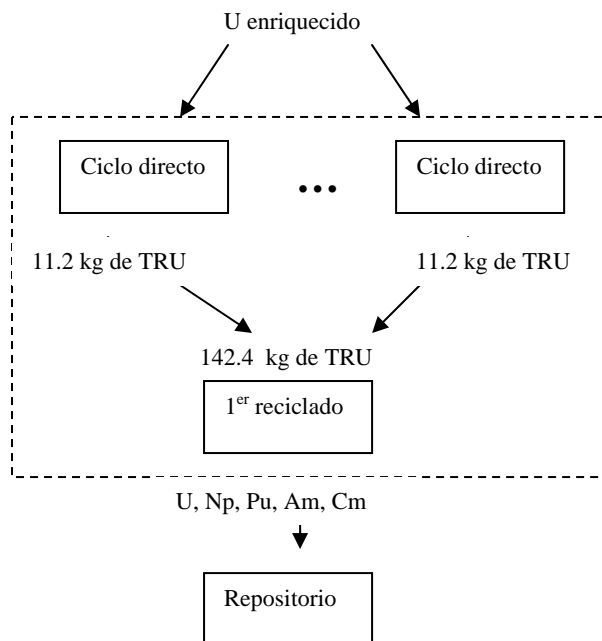


Figura 3.6. Esquema para el cálculo de la radiotoxicidad

¹ Se toma en cuenta que la radiotoxicidad de los actínidos producidos por los reactores del ciclo directo es absorbida por el reactor del primer reciclado. Además, la contribución a la radiotoxicidad proveniente del uranio de las colas es despreciable respecto a la radiotoxicidad de los TRU

Tabla 3.2. Factores de dosis y vidas medias de los actínidos

	Factor de dosis (Γ)	Vida Media (λ)
	Sv/Bq	años
^{235}U	4.60E-08	7.04E+08
^{236}U	4.60E-08	2.34E+07
^{238}U	4.40E-08	4.47E+09
^{237}Np	1.10E-07	2.14E+06
^{238}Pu	2.30E-07	8.77E+01
^{239}Pu	2.50E-07	2.41E+04
^{240}Pu	2.50E-07	6.56E+03
^{241}Pu	4.70E-09	1.44E+01
^{242}Pu	2.40E-07	3.73E+05
^{241}Am	2.00E-07	4.32E+02
^{243}Am	2.00E-07	7.37E+03
^{244}Cm	1.20E-07	1.81E+01

3.6 Resultados y Discusión

3.6.1 Ensamblés Analizados

En la Tabla 3.3 se muestran los ensamblés analizados para el cálculo de las composiciones isotópicas y balance de masas de los actínidos. Se analizaron dos tipos de ensamblés: el combustible del primer tipo de ensamblé está compuesto de plutonio, uranio y actínidos menores; mientras que el combustible del segundo tipo de ensamblé está compuesto de plutonio y uranio, y no contiene actínidos menores. Para cada tipo de ensamblé se emplearon tres tipos de uranio: uranio de colas, uranio irradiado, y uranio natural. Para cada tipo de ensamblés y tipo de uranio empleado se utilizaron dos quemados de descarga: 38 GWd/tHM y 48 GWd/tHM. Además, todos los ensamblés se realizaron en un esquema del ciclo directo, un primer reciclado y un segundo reciclado.

Tabla 3.3. Ensamblajes Analizados

Tipo de Ensamble	Tipo de Uranio empleado	Quemado de descarga utilizado
Combustible compuesto de uranio, plutonio y actínidos menores	Uranio de Colas de Enriquecimiento	38 GWd/tHM
		48 GWd/tHM
	Uranio Irradiado	38 GWd/tHM
		48 GWd/tHM
	Uranio Natural	38 GWd/tHM
		48 GWd/tHM
Combustible compuesto de uranio y plutonio (sin actínidos menores)	Uranio de Colas de Enriquecimiento	38 GWd/tHM
		48 GWd/tHM
	Uranio Irradiado	38 GWd/tHM
		48 GWd/tHM
	Uranio Natural	38 GWd/tHM
		48 GWd/tHM

3.6.2 Composición Isotópica

Se realizó un análisis de la composición isotópica para todos los ensamblajes de combustible que se muestran en la Tabla 3.3; sin embargo, únicamente se muestran algunos resultados representativos en las Tablas, con el objeto de facilitar el análisis. En las Tablas 3.4 y 3.5 se muestran las concentraciones isotópicas correspondientes al quemado de descarga de 48 GWd/tHM y empleando uranio de colas, en condiciones BOI (inicio del ciclo de irradiación, por sus siglas en inglés) y EOI (fin del ciclo de irradiación, por sus siglas en inglés). Se observa que la concentración de Pu es mayor en los ensamblajes con actínidos menores que en los ensamblajes sin actínidos menores; además, se observa un aumento en la concentración de Pu en cada reciclado. En el primer reciclado se obtiene una concentración porcentual de plutonio de 11.9% al BOI para los ensamblajes de combustible con MA, y una concentración porcentual de plutonio físil de 8.29% al BOI para los ensamblajes de combustible sin MA. En el segundo reciclado se obtiene una concentración porcentual de plutonio de 17.8% al BOI para los ensamblajes de combustible con MA, y una concentración porcentual de plutonio de 10.8% al BOI para los ensamblajes de combustible sin MA. En las Tablas 3.4 y 3.5 se observa una disminución en la calidad isotópica del Pu en condiciones BOI, en cada reciclado. Por ejemplo, en la Tabla 3.4 (correspondiente al ensamblaje MOX compuesto de plutonio, actínidos menores y uranio de colas) se observa que la cantidad isotópica del Pu físil $\left(\frac{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}}{\text{Pu}} \times 100 \right)$ en condiciones BOI en el primer reciclado es 62.1%; mientras que en el segundo reciclado es 52.4%.

Tabla 3.4. Ensamble MOX con plutonio, actínidos menores y uranio de las colas correspondiente al quemado de descarga de 48 GWd/tHM

	<i>1^{er} reciclado</i>				<i>2^o reciclado</i>			
	BOI		EOI		BOI		EOI	
TRU total (w/o)	13.5		11.6		20.7		18.8	
Pu total (w/o)	11.9		10.2		17.8		16.3	
	Uranio (%)							
²³⁵ U	0.25		0.15		0.25		0.17	
²³⁶ U	0.00		0.03		0.00		0.02	
²³⁸ U	99.75		99.82		99.75		99.81	
	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)
²³⁷ Np	5.1		3.6		4.0		3.0	
²³⁸ Pu	2.5	2.8	6.5	7.4	5.6	6.5	8.5	9.8
²³⁹ Pu	45.4	51.5	34.0	38.6	36.8	42.8	29.9	34.6
²⁴⁰ Pu	23.7	26.9	26.7	30.3	26.1	30.3	27.7	32.0
²⁴¹ Pu	9.4	10.6	11.1	12.6	8.3	9.6	9.3	10.7
²⁴² Pu	7.2	8.2	9.8	11.2	9.3	10.8	11.2	12.9
²⁴¹ Am	4.3		3.7		6.2		5.2	
²⁴³ Am	1.8		2.6		2.5		2.9	
²⁴⁴ Cm	0.6		2.0		1.3		2.3	
Pu físil (%)*		62.1		51.1		52.4		45.3

$$* Pu \text{ físil} = \frac{{}^{239}Pu + {}^{241}Pu}{{}^{238}Pu + {}^{239}Pu + {}^{240}Pu + {}^{241}Pu + {}^{242}Pu} \times 100$$

Tabla 3.5. Ensamble MOX conteniendo únicamente plutonio y uranio de las colas, correspondiendo al quemado de descarga de 48 GWd/tHM

	<i>1^{er} reciclado</i>				<i>2^o reciclado</i>			
	BOI		EOI		BOI		EOI	
TRU total (w/o)	8.2		6.6		10.8		9.1	
Pu total (w/o)	8.2		6.2		10.8		8.6	
	Uranio (%)							
²³⁵ U	0.25		0.12		0.25		0.13	
²³⁶ U	0.00		0.03		0.00		0.03	
²³⁸ U	99.75		99.85		99.75		99.84	
	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)
²³⁷ Np	0.0		0.3		0.0		0.2	
²³⁸ Pu	2.8	2.8	3.2	3.4	3.3	3.3	3.5	3.7
²³⁹ Pu	51.5	51.5	33.8	35.9	42.4	42.4	29.8	31.7
²⁴⁰ Pu	26.9	26.9	30.0	32.0	31.1	31.1	31.3	33.3
²⁴¹ Pu	10.6	10.6	14.3	15.2	11.1	11.1	13.6	14.5
²⁴² Pu	8.2	8.2	12.7	13.5	12.0	12.0	15.8	16.8
²⁴¹ Am	0.0		1.8		0.0		1.9	
²⁴³ Am	0.0		2.6		0.0		2.6	
²⁴⁴ Cm	0.0		1.4		0.0		1.3	
Pu físil (%)		62.1		51.1		53.6		46.2

En las Tablas 3.4, 3.6, y 3.7 se muestran las concentración isotópicas de ensamble correspondientes a un quemado de descarga de 48 GWd/tHM, compuestos de plutonio con actínidos menores y distintos tipos de uranio: uranio de colas, uranio irradiado, y uranio natural respectivamente. Se observa que conforme disminuye la concentración de ^{235}U se necesita aumentar la concentración de Pu físil. Por ejemplo, en un primer reciclado y en condiciones BOI, la concentración porcentual de Pu en los ensambles con uranio de colas (Tabla 3.4) es de 11.9%, con uranio irradiado (Tabla 3.7) es de 11.8%, y con uranio natural (Tabla 3.6) es de 11.0%. Se observa que el contenido de plutonio físil es casi el mismo para los ensambles con uranio de colas, uranio irradiado y uranio natural.

Tabla 3.6. Ensamble MOX con plutonio, actínidos menores y uranio natural, correspondiendo al quemado de descarga de 48 GWd/tHM

	<i>1^{er} reciclado</i>				<i>2^o reciclado</i>			
	BOI		EOI		BOI		EOI	
TRU total (w/o)	12.5		10.7		19.6		17.7	
Pu total (w/o)	11.0		9.5		16.8		15.4	
	Uranio (%)							
^{235}U	0.70		0.41		0.70		0.46	
^{236}U	0.00		0.07		0.00		0.07	
^{238}U	99.30		99.51		99.30		99.47	
	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)
^{237}Np	5.1		3.6		4.0		3.0	
^{238}Pu	2.5	2.8	6.6	7.5	5.6	6.5	8.6	9.9
^{239}Pu	45.4	51.5	33.7	38.3	36.8	42.8	29.8	34.5
^{240}Pu	23.7	26.9	26.5	30.1	25.9	30.1	27.4	31.7
^{241}Pu	9.4	10.6	11.3	12.8	8.4	9.8	9.4	10.9
^{242}Pu	7.2	8.2	9.9	11.3	9.3	10.8	11.3	13.0
^{241}Am	4.3		3.6		6.2		5.1	
^{243}Am	1.8		2.7		2.5		3.0	
^{244}Cm	0.6		2.0		1.3		2.4	
Pu físil (%)		62.1		51.1		52.6		45.4

Tabla 3.7. Ensamble MOX con plutonio, actínidos menores y uranio reprocesado, correspondiendo al quemado de descarga de 48 GWd/tHM

	<i>1^{er} reciclado</i>				<i>2^o reciclado</i>			
	BOI		EOI		BOI		EOI	
TRU total (w/o)	13.4		11.6		21.0		19.1	
Pu total (w/o)	11.8		10.2		18.0		16.5	
	Uranio (%)							
²³⁵ U	0.57		0.35		0.52		0.35	
²³⁶ U	0.55		0.54		0.55		0.54	
²³⁸ U	98.88		99.11		98.94		99.12	
	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)	TRU (%)	Pu (%)
²³⁷ Np	5.1		4.1		4.4		3.5	
²³⁸ Pu	2.5	2.8	6.5	7.5	5.6	6.5	8.6	10.0
²³⁹ Pu	45.4	51.5	33.9	38.7	36.8	42.9	30.0	34.8
²⁴⁰ Pu	23.7	26.9	26.5	30.2	25.9	30.2	27.5	31.9
²⁴¹ Pu	9.4	10.6	11.0	12.5	8.2	9.6	9.1	10.6
²⁴² Pu	7.2	8.2	9.7	11.1	9.2	10.7	11.0	12.8
²⁴¹ Am	4.3		3.7		6.2		5.2	
²⁴³ Am	1.8		2.6		2.4		2.9	
²⁴⁴ Cm	0.6		1.9		1.3		2.2	
Pu físil (%)		62.1		51.2		52.6		45.4

3.6.3 Balance de Masas de los Actínidos

Los cambios netos en las masas de los actínidos en las condiciones BOI y EOI se calculó para todos los tipos de ensambles que se muestran en la Tabla 3.3; sin embargo, sólo se muestran algunas figuras representativas con el objeto de facilitar el análisis del balance de masas de los actínidos, ver Figuras 3.7 y 3.8. En estas Figuras se muestra la diferencia entre la masa al final del ciclo de irradiación (m_{EOI}) y la masa al inicio del ciclo de irradiación (m_{BOI}). En la Figura 3.7 se muestra la diferencia de masas entre condiciones EOI y BOI respecto a los ensambles que están compuestos de uranio de colas, y corresponden a un quemado de descarga de 48 GWd/tHM. En la Figura 3.8 se muestra la diferencia de masas entre condiciones EOI y BOI respecto a los ensambles que están compuestos de plutonio y actínidos menores, y corresponden a un primer reciclado. Después de un análisis comparativo entre la producción y destrucción de los actínidos para todos los ensambles analizados (ver Tabla 3.3), se observaron los siguientes resultados respecto a cada actínido:

1. ²³⁵U, ²³⁸U, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu. Estos isótopos presentan un consumo neto en cualquier tipo de ensamble.
2. ²⁴²Pu, ²⁴³Am, ²⁴⁴Cm. Estos isótopos presentan una producción neta en cualquier tipo de ensamble.
3. ²⁴¹Am. Para este isótopo se tiene un consumo neto para los ensambles con actínidos menores, mientras que se tiene una producción neta para los ensambles sin actínidos menores.
4. ²³⁸Pu. Para este isótopo se tiene una producción neta para los ensambles con actínidos menores, mientras que se tiene un consumo neto para los ensambles sin actínidos menores.

5. ^{237}Np . Para este isótopo se tiene una producción neta para los ensambles que en condiciones BOI no contiene este isótopo, mientras que se tiene un consumo neto para los ensambles que en condiciones BOI contienen este isótopo.

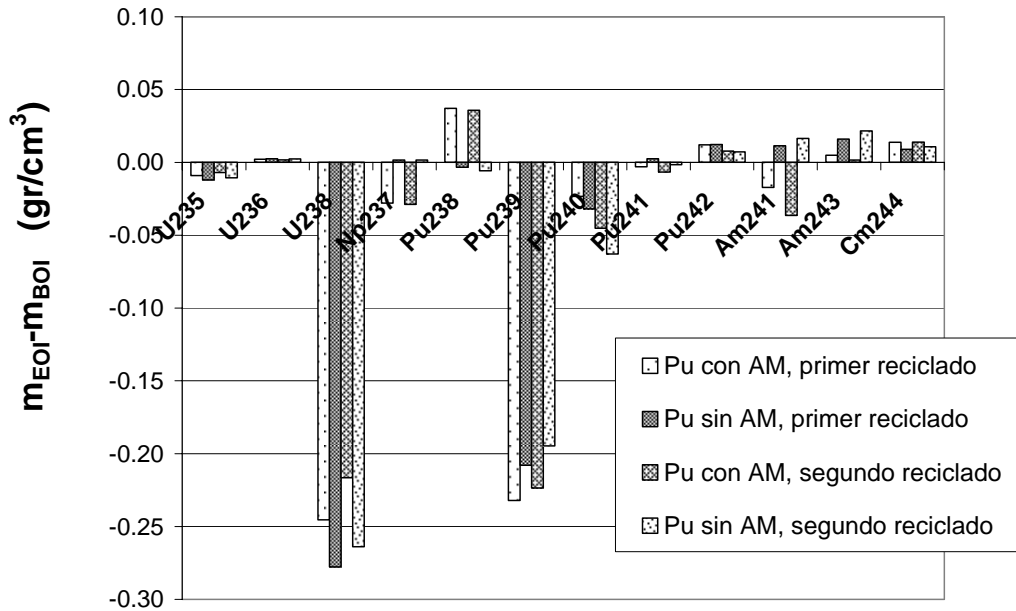


Figura 3.7. Balance de masas de actínidos correspondiendo a ensambles compuestos de uranio de colas y quemados de descarga de 48 GWd/tHM

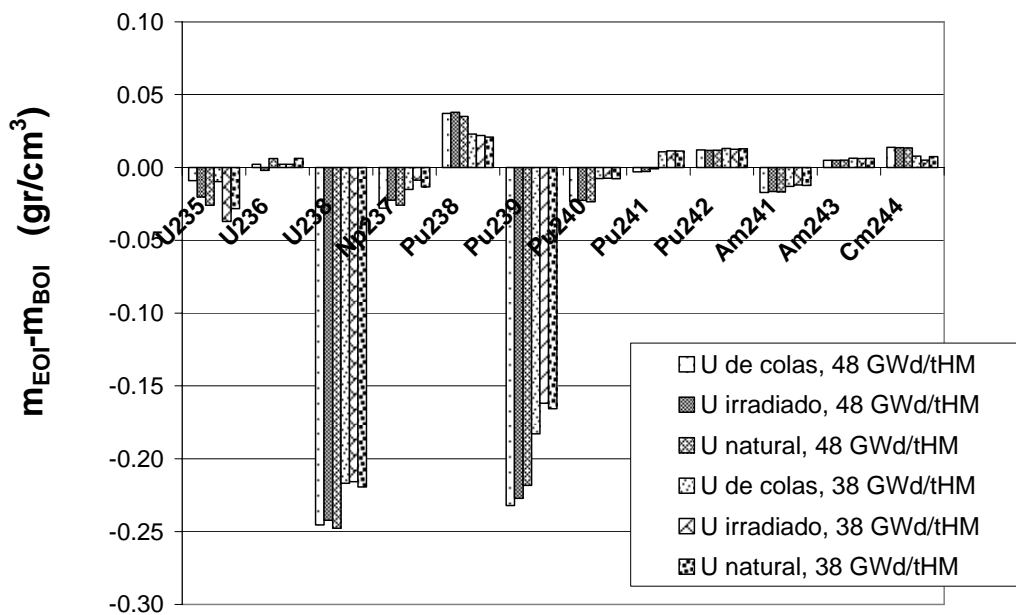


Figura 3.8. Balance de masas de actínidos para ensambles compuestos de Pu con AM y correspondiendo al primer reciclado

3.6.4 Radiotoxicidad

La radiotoxicidad se analizó para todos los tipos de ensambles que se muestran en la Tabla 3.3; sin embargo, sólo se muestran algunos ensambles representativos en las figuras con el objeto de facilitar el análisis.

En la Figura 3.9 se muestra la radiotoxicidad a partir de la descarga del combustible gastado, para los ensambles del primer reciclado que están compuestos de plutonio y actínidos menores, y corresponden a quemados de descarga de 48 GWd/tHM, y contienen distintos tipos de uranio empleado: uranio de colas, uranio irradiado y uranio natural. En esta figura se observa que los ensambles correspondiendo a distintos tipos de uranio empleado no presenta una diferencia significativa en la radiotoxicidad. En esta figura también se muestra la radiotoxicidad del uranio natural.

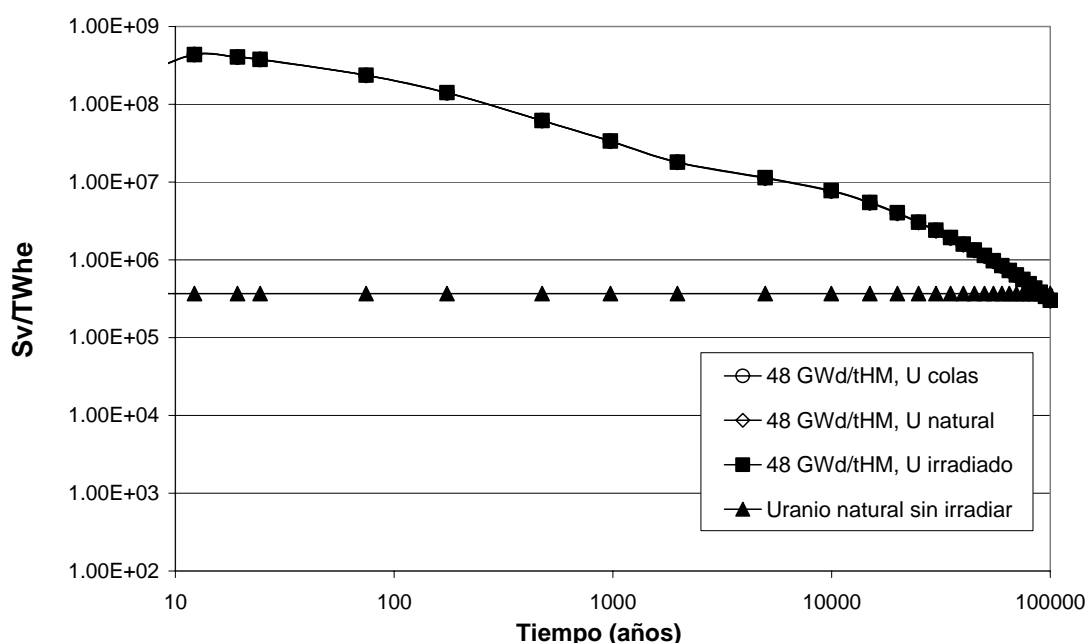


Figura 3.9. Radiotoxicidad para los ensambles del primer reciclado que están compuestos de plutonio y actínidos menores

En la Figura 3.10 se muestra la radiotoxicidad a partir de la descarga del combustible gastado para los ensambles compuestos de plutonio, actínidos menores y uranio de colas, correspondiendo al ciclo directo, primer reciclado y segundo reciclado, con quemados de descarga de 48 GWd/tHM. Se observa que conforme se aumenta el número de reciclados disminuye la radiotoxicidad en el período comprendido entre unos cuantos cientos de años hasta cien mil años; mientras que en el periodo comprendido a partir de la descarga del combustible gastado hasta unos cuantos cientos de años, las cosas se invierten; es decir, el ciclo directo presenta menor radiotoxicidad que el primer y segundo reciclado, y el primer reciclado presenta menor radiotoxicidad que el segundo reciclado. Por consiguiente, es conveniente extender el número de reciclados,

con el fin de disminuir la radiotoxicidad; sin embargo, el aumento en el número de reciclados implica una disminución en la calidad isotópica del plutonio.

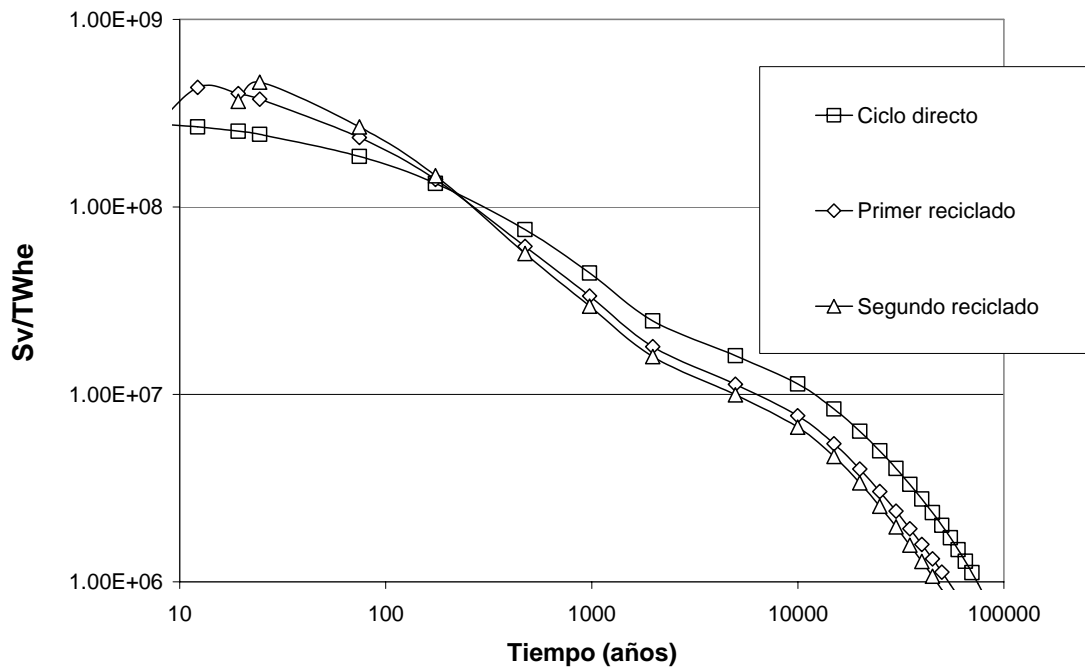


Figura 3.10. Radiotoxicidad para los ensambles de combustible compuestos de Pu, AM y U de colas, y con quemados de descarga de 48 GWd/tHM

En la Figura 3.11 se muestra la radiotoxicidad a partir de la descarga del combustible gastado para los ensambles compuestos de plutonio, actínidos menores y uranio de colas, correspondiendo al ciclo directo y primer reciclado, y con quemados de descarga de 38 y 48 GWd/tHM. Se observa que tanto en el ciclo directo como en el primer reciclado, el quemado de descarga de 48 GWd/tHM presenta una menor radiotoxicidad que el quemado de descarga de 38 GWd/tHM, en el período comprendido entre unos cuantos cientos de años hasta cien mil años; mientras que el quemado de descarga de 38 GWd/tHM presenta una menor radiotoxicidad que el quemado de descarga de 48 GWd/tHM, a partir de la descarga del combustible gastado hasta unos cuantos cientos de años. Sin embargo, no se presenta una diferencia significativa en la variación de la radiotoxicidad respecto al quemado de descarga, en comparación con el aumento en el número de reciclados.

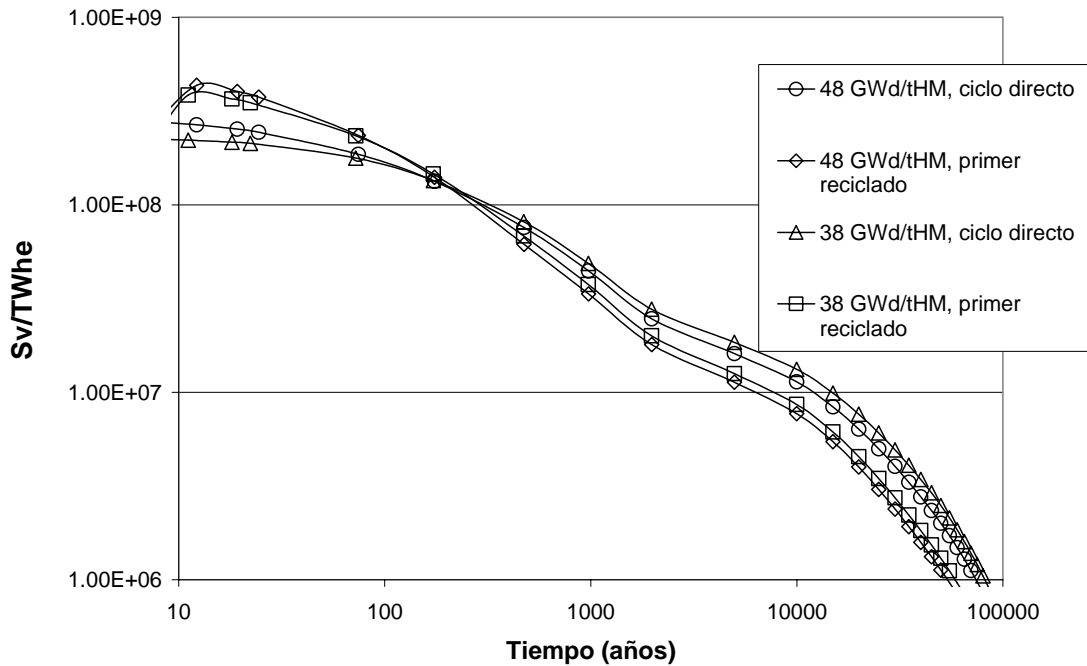


Figura 3.11. Radiotoxicidad para los ensambles compuestos de plutonio, actínidos menores y uranio de colas

En la Figura 3.12 se muestra la radiotoxicidad a partir de la descarga del combustible gastado para los ensambles compuestos de plutonio, uranio de colas, y en un caso con actínidos menores y en el otro sin ellos, correspondiendo al primer reciclado y con quemados de descarga de 48 GWd/tHM. Se observa que el esquema del reciclado plutonio sin actínidos menores tiene una radiotoxicidad menor (aunque con una diferencia prácticamente despreciable) que el esquema del reciclado del plutonio con actínidos menores a partir de la descarga del combustible gastado hasta unas cuantas decenas de años; mientras que en el periodo comprendido entre los cien años hasta unos cuanto miles de años, el esquema del reciclado del plutonio con actínidos menores presenta una radiotoxicidad menor (aunque con una diferencia prácticamente despreciable) que el esquema del plutonio sin actínidos menores. En el periodo comprendido entre unos cuantos miles de años hasta 100,000 años, la radiotoxicidad de los dos esquemas es prácticamente igual.

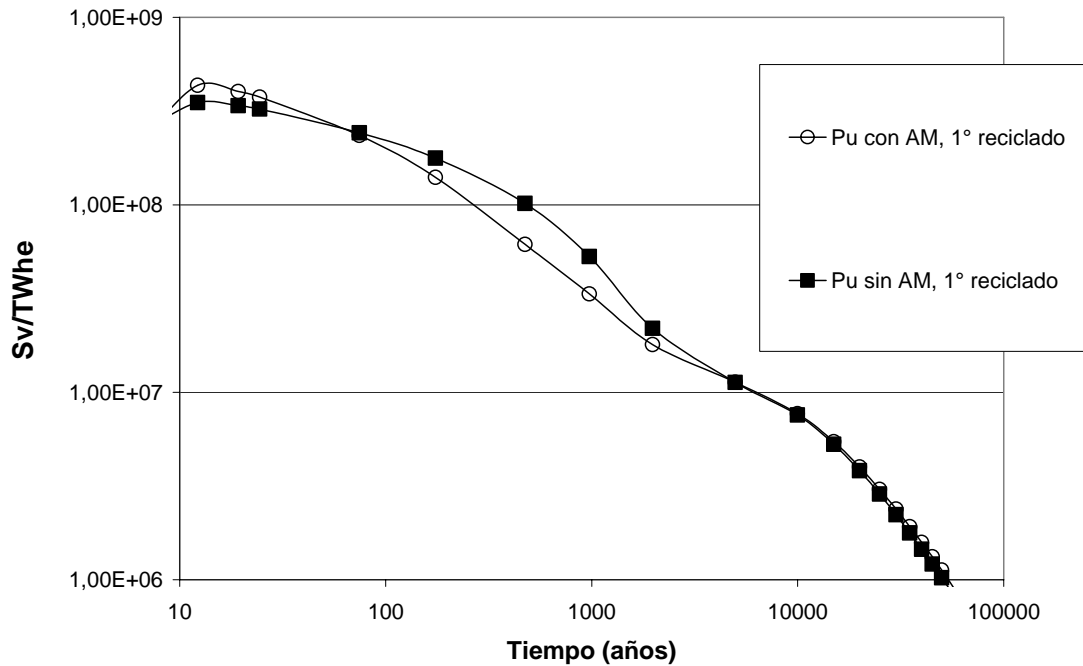


Figura 3.12. Radiotoxicidad para ensambles compuestos de uranio de colas, correspondiendo al primer reciclado y con quemados de descarga de 48 GWd/tHM

En la Figura 3.13 se muestra la radiotoxicidad a partir de la descarga del combustible gastado para los ensambles compuestos de plutonio, uranio de colas, y en un caso con actínidos menores y en el otro sin ellos, correspondiendo al segundo reciclado y con quemados de descarga de 48 GWd/tHM. Una vez más, como en la Figura 3.12, se observa que el esquema del reciclado de plutonio sin actínidos menores tiene una radiotoxicidad menor (aunque con una diferencia prácticamente despreciable) que el esquema del reciclado del plutonio con actínidos menores, a partir de la descarga del combustible gastado hasta unas cuantas decenas de años; mientras que en el periodo comprendido entre los cien años hasta unos cuantos miles de años, el esquema del reciclado del plutonio con actínidos menores presenta una radiotoxicidad menor (aunque con una diferencia prácticamente despreciable) que el esquema del plutonio sin actínidos menores. En el periodo comprendido entre unos cuantos miles de años hasta 100,000 años la radiotoxicidad de los dos esquemas es prácticamente igual.

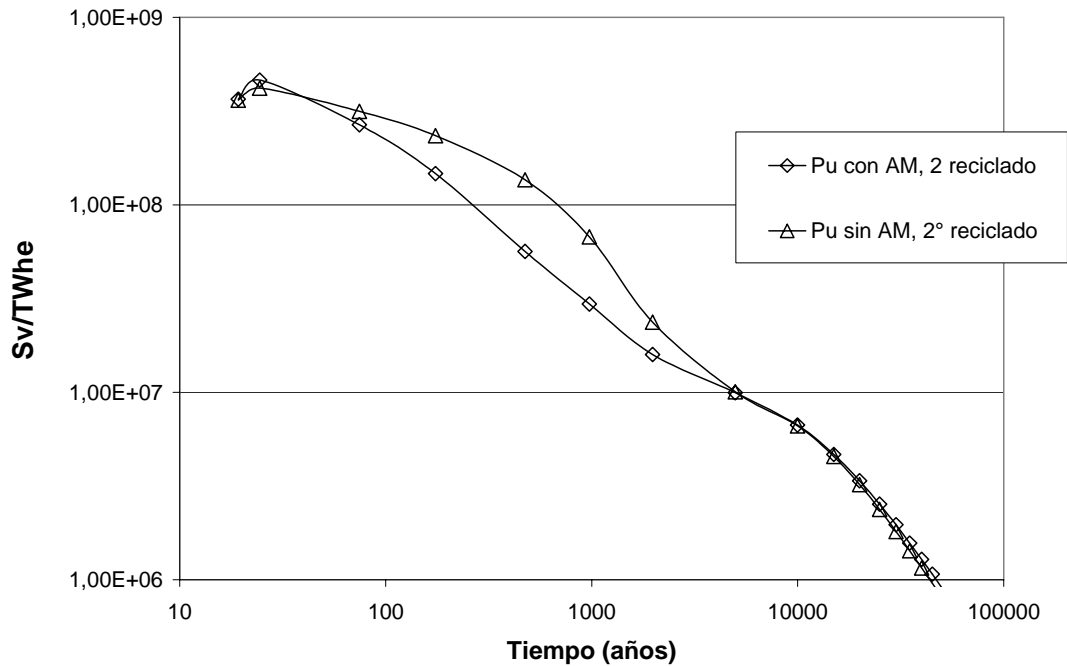


Figura 3.13. Radiotoxicidad para ensamblados compuestos de uranio de colas, correspondiendo al primer reciclado y con quemados de descarga de 48 GWd/tHM

3.6.5 Física de la radiotoxicidad

En esta sección se explica la física de la radiotoxicidad de los actínidos. Se explica el hecho de que los ensamblados compuestos de plutonio, uranio de colas, y actínidos menores tienen menor radiotoxicidad que los ensamblados compuestos de plutonio, uranio de colas y sin actínidos menores, para el periodo comprendido entre los cien años hasta unos cuantos miles de años; además, se explica el hecho de que el ciclo directo presenta menor radiotoxicidad que el primer y segundo reciclado, a partir de la descarga del combustible gastado en el repositorio hasta unos cuantos cientos de años.

En la Figura 3.14 se muestra radiotoxicidad de los principales isótopos que contribuyen a la radiotoxicidad del combustible gastado procedente del ciclo directo. Se observan los siguientes resultados respecto a cada isótopo:

- ^{237}Np . Este isótopo presenta una vida media grande (2.1×10^6 años), un factor de dosis radiactivo alto (1.1×10^{-7} Sv/Bq), y una contribución apreciable en la concentración de actínidos menores descargados en el repositorio (42.5%). En el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unas cuantas decenas de miles de años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{237}Np a la radiotoxicidad de los actínidos menores es despreciable. Esto es debido principalmente a su vida media relativamente grande (implicando una actividad y rapidez de decaimiento pequeño en este periodo) respecto a la vida media de los demás actínidos menores. Por el contrario, en el periodo comprendido entre unas cuantas decenas de miles de años hasta 100,000 años, el ^{237}Np tiene una contribución importante a la radiotoxicidad de los actínidos menores. Esto es debido a que la actividad de los demás actínidos menores decayó en este periodo (debido a sus vidas medias).

- ^{238}Pu . Este isótopo presenta una vida media relativamente corta (87.7 años), un factor de dosis radiactivo alto (2.3×10^{-7} Sv/Bq), y una contribución pequeña en el contenido de plutonio descargado en el repositorio (2.8%). En el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unas cuantas centenas de años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{238}Pu a la radiotoxicidad del contenido de plutonios es bastante apreciable. Esto es debido principalmente a su vida media relativamente corta (implicando una actividad y rapidez de decaimiento grande en este periodo) respecto a la vida media de los demás isótopos del plutonio. Por el contrario, en el periodo comprendido entre unas cuantas centenas de años hasta 100,000 años, el ^{238}Pu tiene una contribución despreciable a la radiotoxicidad del plutonio. Esto es debido a que la actividad del ^{238}Pu decayó en este periodo (debido a su vida media).
- ^{239}Pu . Este isótopo presenta una vida media grande (2.4×10^4 años), un factor de dosis radiactivo alto (2.5×10^{-7} Sv/Bq), y una contribución grande en el contenido de plutonio descargado en el repositorio (51.3%). En el periodo comprendido a partir de la descarga del combustible gastado hasta unos cuantos cientos de años, este isótopo tiene una contribución despreciable a la radiotoxicidad del Pu, debido a que en este periodo, la actividad o rapidez de decaimiento del ^{239}Pu es bastante pequeña en comparación con la actividad de los isótopos ^{238}Pu y ^{241}Pu . Por el contrario, en el periodo comprendido entre unos cuantos cientos de años hasta 100,000 años, el ^{239}Pu tiene una contribución apreciable a la radiotoxicidad del plutonio, debido a que la actividad de los isótopos ^{238}Pu y ^{241}Pu decayó en este periodo, y la actividad de los isótopos del ^{240}Pu y ^{242}Pu es casi del mismo orden o menor que la actividad del ^{239}Pu .
- ^{240}Pu . Este isótopo presenta una vida media relativamente grande (6.5×10^3 años), un factor de dosis radiactivo alto (2.7×10^{-7} Sv/Bq), y una contribución moderada en el contenido de plutonio descargado en el repositorio (26.9%). En el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unos cuantos cientos de años, el decaimiento radiactivo del ^{240}Pu es pequeño respecto al decaimiento radiactivo de los isótopos del ^{238}Pu y del ^{241}Pu , debido a que la vida media del ^{240}Pu es mayor que la vida media de los isótopos del ^{238}Pu y del ^{241}Pu . Por consiguiente, en el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unos cuantos cientos de años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{240}Pu a la radiotoxicidad del contenido del plutonio es despreciable. Por el contrario, en el periodo comprendido entre varios cientos de años hasta unas cuantas decenas de miles de años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{240}Pu a la radiotoxicidad del contenido de plutonio es bastante apreciable, debido a que en este periodo los isótopos ^{238}Pu y ^{241}Pu decayeron, y la rapidez de decaimiento del ^{239}Pu y del ^{242}Pu son menores que la rapidez de decaimiento del ^{240}Pu . En el periodo comprendido entre unas cuantas decenas de miles de años hasta los 100,000 años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{240}Pu a la radiotoxicidad del plutonio es despreciable, debido a que en este periodo, el ^{240}Pu decayó considerablemente.
- ^{241}Pu . Este isótopo presenta una vida media bastante corta (14.3 años), un factor de dosis radiactivo bajo (4.7×10^{-9} Sv/Bq), y una contribución moderada en el contenido de plutonio descargado en el repositorio (10.7%). En el periodo

comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unas cuantas decenas de años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{238}Pu a la radiotoxicidad del plutonio es apreciable. Esto es debido principalmente a su actividad grande (debido a su vida media corta) respecto a la actividad de los demás isótopos del plutonio. Por el contrario, en el periodo comprendido entre unas cuantas decenas de años hasta 100,000 años, el ^{241}Pu tiene una contribución despreciable a la radiotoxicidad del contenido de plutonio. Esto es debido a que la actividad del ^{241}Pu decayó considerablemente en este periodo (debido a su vida media).

- ^{242}Pu . Este isótopo presenta una vida media bastante grande (3.7×10^5 años), un factor de dosis radiactivo alto (2.4×10^{-7} Sv/Bq), y una contribución moderada en el contenido de plutonio descargado en el repositorio (8.2%). En el periodo comprendido a partir de la descarga del combustible gastado hasta 100,000 años, este isótopo tiene una contribución despreciable a la radiotoxicidad del Pu, debido a que la actividad del ^{242}Pu es relativamente pequeña en comparación con la actividad de los demás isótopos del plutonio, lo cual es una consecuencia de su vida media grande.
- ^{241}Am . Este isótopo presenta una vida media moderada (432.2 años), un factor de dosis radiactivo alto (2.0×10^{-7} Sv/Bq), y una contribución apreciable en el contenido de actínidos menores descargados en el repositorio (36.9%). En el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta alrededor de los mil años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{241}Am a la radiotoxicidad de los actínidos menores es apreciable. Esto es debido principalmente a que la actividad del ^{241}Am (debido a la vida media del ^{241}Am , y a la producción de ^{241}Am por el decaimiento del ^{241}Pu) es mucho mayor o del mismo orden que la actividad de los isótopos del ^{237}Np , ^{243}Am , y ^{244}Cm . Por el contrario, en el periodo comprendido alrededor de los mil años hasta 100,000 años, el ^{241}Am tiene una contribución despreciable a la radiotoxicidad de los actínidos menores. Esto es debido a que la actividad del ^{241}Am decayó en este periodo (debido a su vida media).
- ^{243}Am . Este isótopo presenta una vida media medianamente grande (7370 años), un factor de dosis radiactivo alto (2.0×10^{-7} Sv/Bq), y una contribución moderada en el contenido de actínidos menores descargados en el repositorio (15.5%). En el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unos cuantos miles de años, el decaimiento radiactivo del ^{243}Am es pequeño respecto al decaimiento radiactivo del isótopo del ^{241}Am , debido a que la vida media del ^{243}Am es mayor que la vida media del isótopo del ^{241}Am . Por consiguiente, en el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unos cuantos miles de años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{243}Am a la radiotoxicidad de los actínidos menores es despreciable. Por el contrario, en el periodo comprendido entre unos cuantos miles de años hasta unas cuantas decenas de miles de años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{243}Am a la radiotoxicidad de los actínidos menores es apreciable, debido a que en este periodo los isótopos ^{241}Am y ^{244}Cm decayeron considerablemente, y la rapidez de decaimiento del ^{237}Np es menor que la rapidez de decaimiento del ^{243}Am . En el periodo comprendido entre unas cuantas decenas de miles de años hasta los 100,000 años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{243}Am a la

radiotoxicidad de los actínidos menores es despreciable, debido a que en este periodo, el ^{243}Am decayó considerablemente.

- ^{244}Cm . Este isótopo presenta una vida media bastante corta (18.1 años), un factor de dosis radiactivo bajo (1.2×10^{-7} Sv/Bq), y una contribución pequeña en el contenido de actínidos menores descargados en el repositorio (5.1%). En el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unas cuantas decenas de años, la contribución de la radiotoxicidad del ^{244}Cm a la radiotoxicidad de los actínidos menores es apreciable. Esto es debido principalmente a su actividad grande (debido a su vida media corta) respecto a la actividad de los demás isótopos del plutonio. Por el contrario, en el periodo comprendido entre unas cuantas decenas de años hasta 100,000 años, el ^{244}Cm tiene una contribución despreciable a la radiotoxicidad del contenido de plutonio. Esto es debido a que la actividad del ^{244}Cm decayó en este periodo (debido a su vida media).

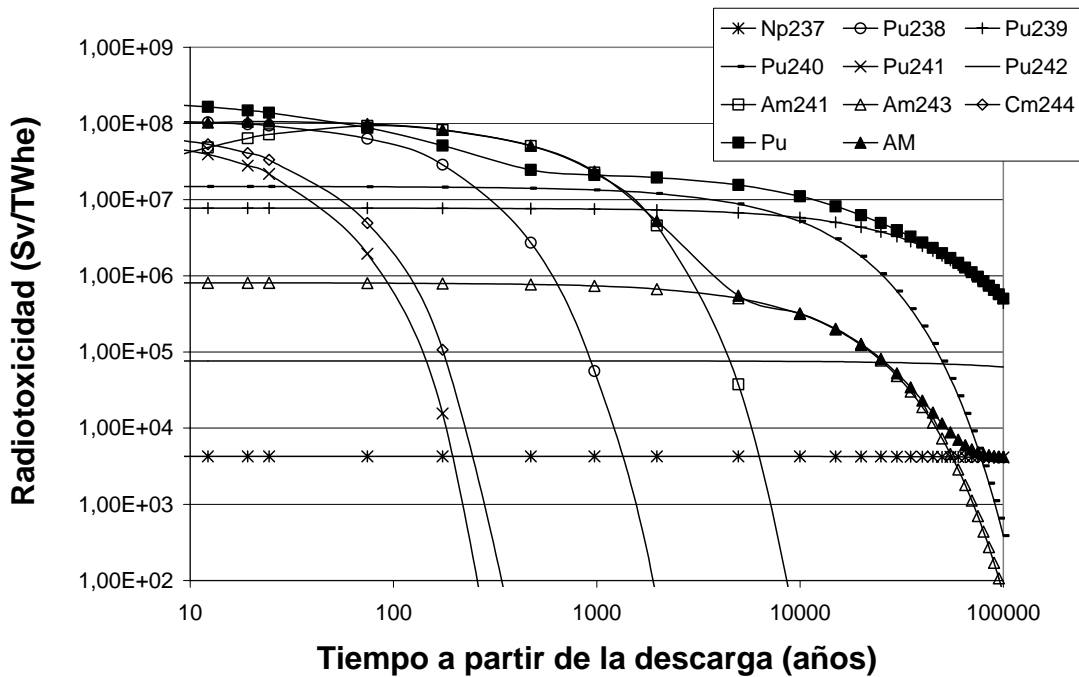


Figura 3.14. Radiotoxicidad de los actínidos para el ciclo directo

En general, la radiotoxicidad de los actínidos menores en el periodo a partir de la descarga de combustible gastado hasta unas cuantas decenas de años es dominada por el ^{244}Cm y por el ^{241}Am ; en el periodo comprendido entre unas cuantas decenas de años hasta unos cuantos miles de años por el ^{241}Am , y en el periodo entre unos cuantos miles de años hasta 100,000 años por ^{243}Am .

La radiotoxicidad del plutonio es dominada en el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unas cuantas decenas de años por los isótopos ^{238}Pu y ^{241}Pu ; en el periodo entre unas cuantas decenas de años hasta unas cuantas centenas de años por el ^{238}Pu , el ^{240}Pu , y el ^{239}Pu . La radiotoxicidad del plutonio es

dominada en el periodo comprendido entre unas cuantas centenas de años hasta unos cuantos miles de años por el ^{239}Pu , y el ^{240}Pu ; y en el periodo comprendido entre unos cuantos miles de años hasta 100,000 años por el ^{239}Pu .

La radiotoxicidad del plutonio es del mismo orden que la radiotoxicidad de los actínidos menores en el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta unos cuantos miles de años. Después de este tiempo, la radiotoxicidad del plutonio es cada vez mayor respecto a la radiotoxicidad de los actínidos menores, debido a que la radiotoxicidad del ^{239}Pu es mayor que la radiotoxicidad del ^{243}Am y del ^{237}Np en este periodo.

Un análisis similar se obtiene para la radiotoxicidad de los isótopos correspondientes a los esquemas del primer reciclado: ensambles cuyo combustible está compuesto de plutonio, actínidos menores y uranio procedente de las colas de enriquecimiento (ensambles tipo 1), ver Figura 3.15; y ensambles cuyo combustible está compuesto de plutonio y uranio de las colas de enriquecimiento, sin actínidos menores (ensambles tipo 2), ver Figura 3.16.

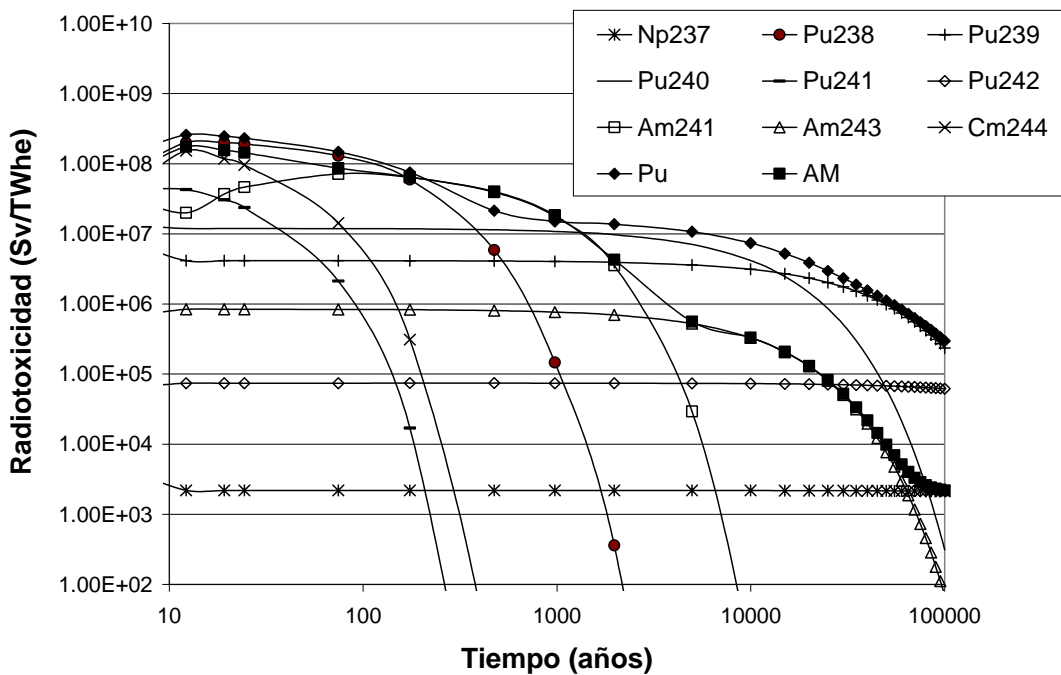


Figura 3.15. Radiotoxicidad de los actínidos para los ensambles compuestos de Pu, U de colas, y AM

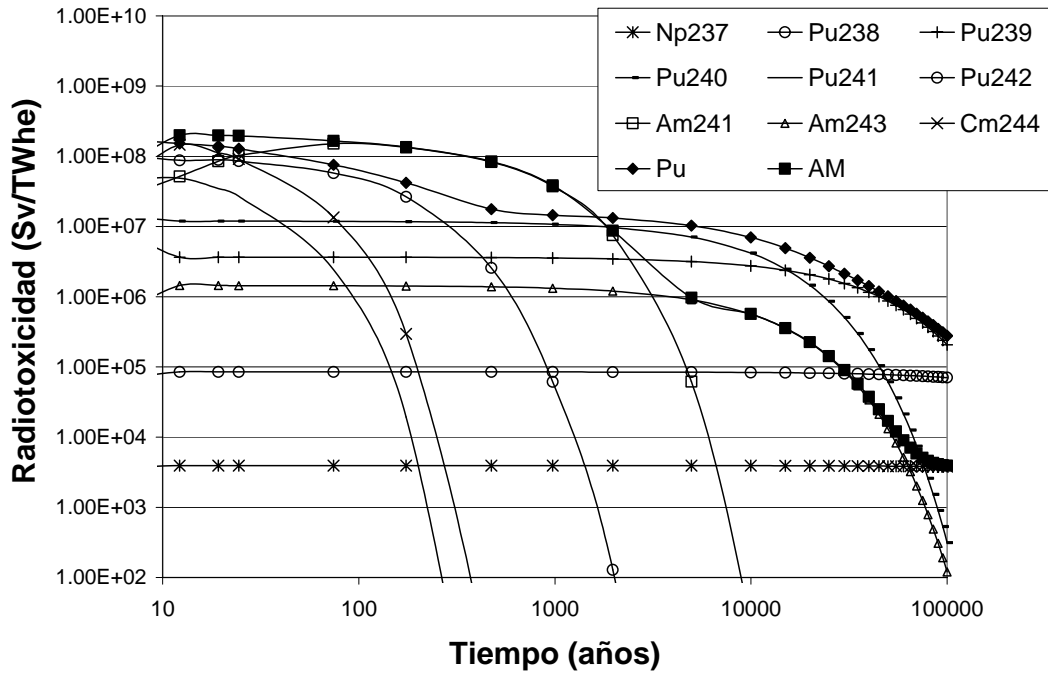


Figura 3.16. Radiotoxicidad de los actínidos para los ensamblajes compuestos de Pu, U de colas sin AM

En la Figura 3.17 se muestra la radiotoxicidad de los principales isótopos que contribuyen a la radiotoxicidad del plutonio y los actínidos menores para los esquemas del primer reciclado y quemados de descarga de 48 GWd/tHM. En el periodo comprendido a partir de la descarga del combustible gastado hasta unas cuantas decenas de años, la radiotoxicidad del ^{238}Pu para el ensamblaje del tipo 1 (ensamblaje cuyo combustible está compuesto de Pu, AM y U de colas) es mayor que la radiotoxicidad del ^{238}Pu para el ensamblaje del tipo 1 (ensamblaje cuyo combustible está compuesto de Pu, U de colas, sin AM). Esto explica el hecho de que la radiotoxicidad del ensamblaje tipo 1 sea mayor que la radiotoxicidad del ensamblaje tipo 2 en el periodo comprendido a partir de la descarga del combustible gastado hasta unas cuantas decenas de años. El hecho de que la radiotoxicidad del ^{238}Pu para el ensamblaje tipo 1 sea mayor que la radiotoxicidad del ^{238}Pu para el ensamblaje tipo 2 es debido a que el ensamblaje tipo 1 produce más ^{238}Pu que el ensamblaje tipo 2.

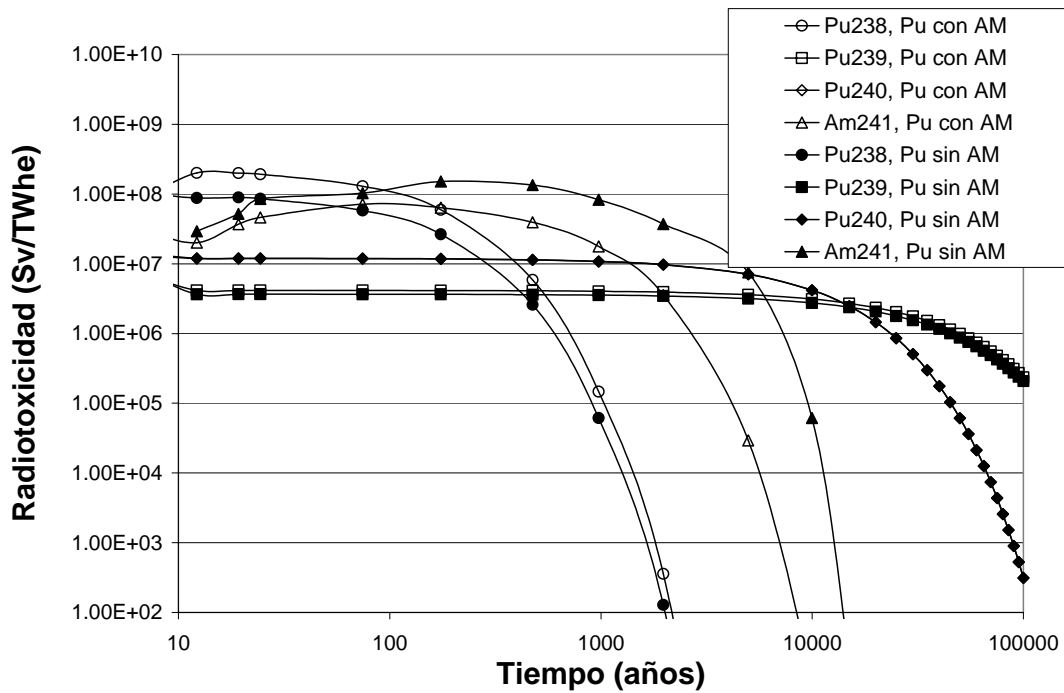


Figura 3.17. Radiotoxicidad de los principales isótopos para los esquemas del primer reciclado

De la Figura 3.17 se observa que en el periodo comprendido entre los 100 años y unos cuantos miles de años la radiotoxicidad del ^{241}Am para el ensamble del tipo 1 (ensamble compuesto de Pu, AM y U de colas) es menor que la radiotoxicidad del ^{241}Am para el ensamble del tipo 2 (ensamble compuesto de Pu, U de colas, sin AM). Esto explica el hecho de que la radiotoxicidad del ensamble tipo 1 sea menor que la radiotoxicidad del ensamble tipo 2 en el periodo comprendido entre los 100 años y unos cuantos miles de años. El hecho de que la radiotoxicidad del ^{241}Am para el ensamble tipo 1 sea menor que la radiotoxicidad del ^{241}Am para el ensamble tipo 2 es debido a que el ensamble tipo 1 produce ^{241}Am mientras que el ensamble tipo 2 consume ^{241}Am .

De la Figura 3.17 se observa que en el periodo comprendido entre unos cuantos miles de años hasta 100,000 años, la radiotoxicidad del ^{239}Pu y del ^{240}Pu para el ensamble tipo 1 es prácticamente la misma que la radiotoxicidad de estos isótopos para el ensamble tipo 2. Esto explica el hecho de que la radiotoxicidad del ensamble tipo 1 sea prácticamente la misma que la radiotoxicidad del ensamble tipo 2 en el periodo comprendido entre unos cuantos miles de años hasta 100,000 años. El hecho de que la radiotoxicidad del ^{239}Pu y del ^{240}Pu , para el ensamble tipo 1, sea prácticamente la misma que la radiotoxicidad del ^{239}Pu y del ^{240}Pu para el ensamble tipo 2, es debido a que el ensamble tipo 1 produce prácticamente la misma cantidad de ^{239}Pu y de ^{240}Pu que el ensamble tipo 2.

El ^{244}Cm se produce más en los ensambles del esquema del primer y segundo reciclado que en los ensambles del ciclo directo, debido a que en los esquemas de reciclados se tiene más isótopos que producen el ^{244}Cm (ver Figura 3.18). Además, el ^{244}Cm es altamente radiactivo en el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible hasta unas cuantas decenas de años. Por consiguiente, en el periodo comprendido a

partir de la descarga de combustible hasta unas cuantas decenas de años, el ciclo directo tiene una menor radiotoxicidad que los esquemas del primer y segundo reciclado, debido a que se produce más el isótopo altamente radiactivo ^{244}Cm en el esquema del primer y segundo reciclado que en el ciclo directo.

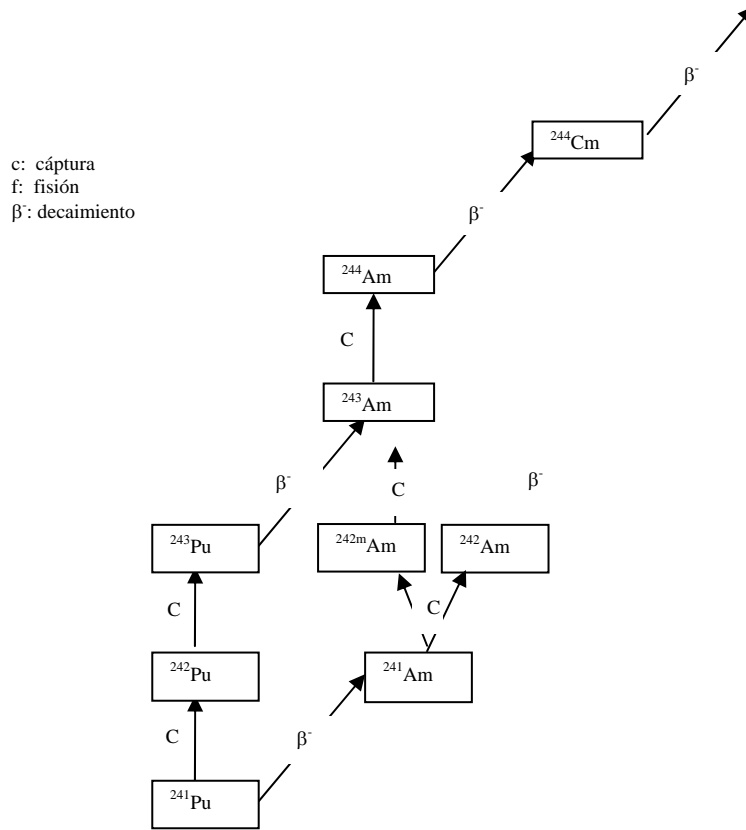


Figura 3.18. Cadena de producción del ^{244}Cm

3.6.6 Factor de Reducción de la Radiotoxicidad

Un parámetro empleado en medir la reducción de la radiotoxicidad respecto al ciclo directo para los distintos esquemas de reciclado utilizados es el factor de reducción de la radiotoxicidad $R(t)$, el cual se define como:

$$R(t) = \frac{\text{Radiotoxicidad del ciclo directo}(t)}{\text{Radiotoxicidad del esquema utilizado}(t)} \quad (3.8)$$

Donde t es el tiempo medido a partir de la descarga del combustible gastado en el repositorio. Con el objeto de tener un parámetro de reducción de la radiotoxicidad representativo de cada ensamble e independiente del tiempo a partir de la descarga de combustible, se define el factor de reducción de la radiotoxicidad promedio $R_{promedio}$ como:

$$R_{promedio} = \frac{\int_0^T R(t) dt}{T} \quad (3.9)$$

Donde T = 100,000 años.

En las Tablas 3.8 y 3.9 se muestran los factores de reducción de la radiotoxicidad promedio $R_{promedio}$ para los distintos esquemas de combustible utilizados, para el primer y segundo reciclado. Se observa que los factores de reducción promedio para el primer reciclado no presentan una gran diferencia con valores entre 1.5 y 1.8. Los factores de reducción promedio para el segundo reciclado no presentan una gran diferencia con valores entre 1.9 y 2.2.

Tabla 3.8. Factor de reducción de la radiotoxicidad promedio para los ensambles del primer reciclado

Tipo de Ensamble	Tipo de Uranio empleado	Quemado de descarga utilizado	Factor de reducción máximo
Combustible compuesto de uranio, plutonio y actínidos menores	Uranio de Colas de Enriquecimiento	38 GWd/tHM	1.5
		48 GWd/tHM	1.5
	Uranio Irradiado	38 GWd/tHM	1.6
		48 GWd/tHM	1.5
	Uranio Natural	38 GWd/tHM	1.6
		48 GWd/tHM	1.5
Combustible compuesto de uranio y plutonio (sin actínidos menores)	Uranio de Colas de Enriquecimiento	38 GWd/tHM	1.7
		48 GWd/tHM	1.5
	Uranio Irradiado	38 GWd/tHM	1.7
		48 GWd/tHM	1.6
	Uranio Natural	38 GWd/tHM	1.8
		48 GWd/tHM	1.7

Tabla 3.9. Factor de reducción de la radiotoxicidad promedio para los ensambles del segundo reciclado

3Tipo de Ensamble	Tipo de Uranio empleado	Quemado de descarga utilizado	Factor de reducción máximo
Combustible compuesto de uranio, plutonio y actínidos menores	Uranio de Colas de Enriquecimiento	38 GWd/tHM	1.9
		48 GWd/tHM	1.8
	Uranio Irradiado	38 GWd/tHM	1.8
		48 GWd/tHM	1.8
	Uranio Natural	38 GWd/tHM	1.9
		48 GWd/tHM	1.8
Combustible compuesto de uranio y plutonio (sin actínidos menores)	Uranio de Colas de Enriquecimiento	38 GWd/tHM	2.2
		48 GWd/tHM	1.8
	Uranio Irradiado	38 GWd/tHM	2.1
		48 GWd/tHM	2.0
	Uranio Natural	38 GWd/tHM	2.1
		48 GWd/tHM	2.2

3.7 Conclusiones

La radiotoxicidad del combustible gastado después del primer y segundo reciclado es insensible al tipo de uranio empleado: uranio de colas de enriquecimiento, uranio irradiado y uranio natural. Por lo tanto, la conveniencia en la estrategia del empleo de los tipos de uranio anteriores depende de la capacidad de fabricar y reprocesar los tipos de uranio y sus costos asociados.

El aumento en el quemado de descarga en comparación con el aumento en el número de reciclados tiene poco impacto en la disminución de la radiotoxicidad.

En el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible gastado hasta 100,000 años, la radiotoxicidad es prácticamente la misma para los dos tipos de ensambles correspondientes a los esquemas de primer y segundo reciclado: ensambles cuyo combustible está compuesto de uranio de las colas enriquecimiento, plutonio y actínidos menores; y ensambles cuyo combustible está compuesto de uranio de las colas y plutonio sin actínidos menores.

Conforme se aumenta el número de reciclados disminuye más la radiotoxicidad. Por consiguiente, es conveniente extender el número de reciclados lo más posible, hasta que la calidad isotópica del plutonio lo permita.

La disminución en la radiotoxicidad del combustible gastado después de uno o dos reciclados en un BWR es pequeña para los ensambles MOX estudiados, alcanzando a lo más un factor de reducción promedio de 2.2.

Referencias

1. *Nuclear Fuel Management*, Harvey W. Graves, JOHN WILEY & SONS, USA, 1976.
2. HELIOS Methods, Studsvik Scandpower, September 1998.
3. J.R. Guzmán and J.L. François, Comparison between HELIOS calculations and a PWR cell benchmark, *Annals Nuclear Energy*, 34, 22-27, 2007.
4. Juan Luis François, Cecilia Martín del Campo and Joel Hernández, “Design of an overmoderated fuel and a full MOX core for plutonium consumption in boiling water reactors”, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 29, Issue 16, November 2002, Pages 1953-1965.
5. Alex Galperin, “Utilization of light water reactors for plutonium incineration”, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 22, Issue 8, August 1995, Pages 507-511.
6. NEA Nuclear Science Committee, *Physics of Plutonium Recycling: Volume II, Plutonium Recycling in Pressurised Water Reactors*, Nuclear Energy Agency Organisation for Economic and Co-operation Development, Paris, France, 1995.
7. G. F. Cuevas Vivas, T. A. Parish and G. L. Curry, Optimization of MOX enrichment distributions in typical LWR assemblies using a simplex method-based algorithm, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 29, Issue 17, November 2002, Pages 2001-2017.
8. J. Stephen Herring, Philip E. Mc.Donald, and Keven Weaver, Thorium-Based Transmuter Fuels for Light Water Reactors, *Nuclear Technology*, Vol. 147, p.85, 2004.
9. NEA Nuclear Science Committee, *Physics of Plutonium Recycling: Volume VI, Multiple Pu Recycling in Advanced PWRs*, Nuclear Energy Agency Organisation for Economic and Co-operation Development, ISBN 92-64-19957-8, Paris, France, 2002.
10. Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD). “Java-based Nuclear Information Software, JANIS-2.1”, OECD-NEA, Paris, France, 2004.
11. ICRP-72. International Commission on Radiation Protection. *Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides, Part 5. Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients*. ICRP Publication 72. Pergamon Press, Oxford, UK, 1996.
12. H. Nifenecker, O. Meplan, S. David, Accelerator Driven Subcritical Reactors, *Institute of Physics Publishing*, Bristol, UK, p. 88, 2003.

Capítulo 4

Diseño y Análisis de Ensamblés Heterogéneos

4.1 Introducción

En el capítulo anterior se diseñaron celdas (*lattices*) de combustible incorporando los actínidos reciclados del quemado del combustible del Ciclo Directo. Se utilizó la estructura de los ensamblés tipo GE12 de los reactores BWR. En estos ensamblés se mezcló de manera homogénea el uranio –uranio reprocesado, uranio procedente de las colas y uranio natural- con los actínidos para formar una mezcla de dióxido de uranio y dióxido de actínidos en la barra de combustible, y se alcanzaron quemados de descarga de 48 GWd/tHM. Sin embargo, estos ensamblés no cumplieron con un factor pico de potencia (PPF, de sus siglas en inglés) adecuado, obteniéndose valores altos, alrededor de 2.0. En esta sección se diseñan nuevos tipos de ensamble, los cuales alcanzan quemados de descarga de 48 GWd/tHM y cumplen con un valor adecuado del PPF, debajo de 1.5. En estos nuevos ensamblés se utiliza uranio enriquecido, con el objeto de compensar por la baja calidad isotópica del Pu, procedente de los multireciclados. La mezcla de uranio enriquecido y actínidos se realiza de manera heterogénea; es decir, las barras de combustibles no contienen la misma composición de uranio y actínidos. Se toman en cuenta tres tipos de ensamblés: Estándar, MOX-UE [1] y CORAIL [1]. En todos los ensamblés se emplea TRU proveniente del reprocesamiento del combustible del ciclo directo.

Se desarrolló un algoritmo para el diseño radial preliminar de ensamblés de combustible heterogéneos. Con este algoritmo, se diseñaron ensamblés de combustible heterogéneos, los cuales alcanzaron quemados de descarga de 48 GWd/tHM y cumplieron con un valor adecuado del factor pico de potencia (PPF) y la k_{∞} .

Para los ensamblés heterogéneos propuestos se analizó el ahorro de uranio que se obtiene con el reprocesamiento del plutonio y la reutilización del uranio de colas para un primer reciclado respecto al ciclo directo. Además, se analizaron los coeficientes de reactividad Doppler y de vacíos en los ensamblés heterogéneos propuestos.

Con el objeto de disminuir el exceso de reactividad inicial, se analizó la factibilidad de usar los actínidos menores como venenos en el ensamble heterogéneo estándar. Se observa que conforme se aumenta el contenido de los actínidos menores, el comportamiento de la k_{∞} contra el quemado tiende a seguir un comportamiento plano. Se describe la física involucrada en dicho comportamiento plano.

4.2 Tipos de Ensamblajes Heterogéneos

El diseño del ensamble Estándar está compuesto de 6 tipos de barras de combustible MOX estándar, donde cada barra contiene TRU y uranio de las colas de enriquecimiento. El diseño del ensamble CORAIL contiene 1/3 parte de barras MOX estándar (TRU-O₂ mezclado con U_{colas}O₂) y 2/3 de barras UOX estándar (barras compuestas únicamente por uranio enriquecido sin TRU). Este tipo de diseño es adecuado para reactores constituidos por dos tipos de ensambles: ensambles UOX estándar y ensambles CORAIL, debido a que el ensamble CORAIL disminuye los PPF altos presentes en la interfaz entre dos tipos de ensambles [2]. El diseño del ensamble MOX-UE está compuesto de 6 tipos de barras de combustible, las cuales están compuestas de TRU (TRU-O₂) y uranio enriquecido (U_{enriquecido}-O₂). Este tipo de diseño es adecuado para reactores constituidos por un solo tipo de ensamble.

4.2.1 Ensamble Estándar

En este ensamble, se emplean seis diferentes tipos de barras de combustible con distintos tipos de concentraciones TRU (proveniente del reprocesamiento del reciclado del ciclo directo) y uranio de las colas de enriquecimiento, esto se muestra en la Figura 4.1 y en la Tabla 4.1. En cada barra de combustible, los TRU y el uranio de las colas son mezclados homogéneamente.

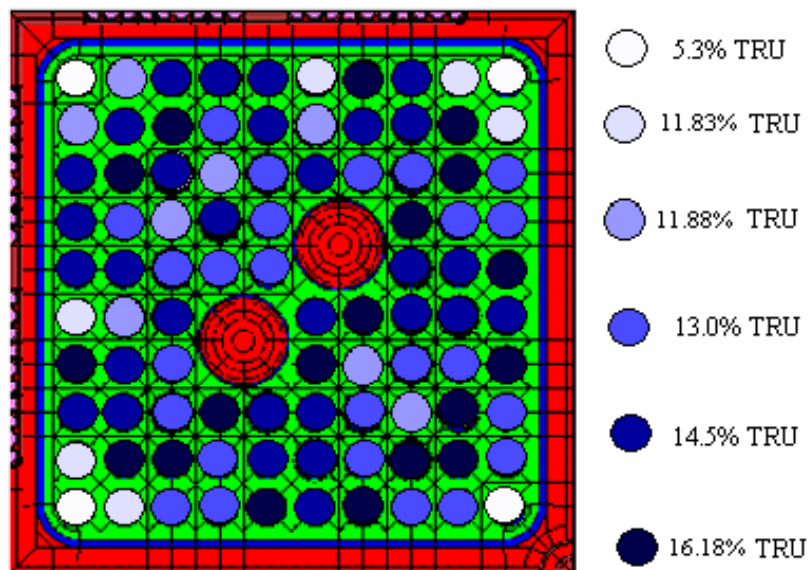


Figura 4.1. Ensamble Estándar con seis distintos tipos de barras de combustible

Tabla 4.1. Concentraciones TRU para el ensamble heterogéneo estándar

Tipo de barra	% TRU	PPF
Tipo 1	5.28	
Tipo 2	11.83	
Tipo 3	11.88	
Tipo 4	13.04	
Tipo 5	14.53	
Tipo 6	16.18	
Promedio en todo el ensamble	13.66	1.48

4.2.2 MOX-UE

El ensamble MOX-U_{enriquecido} (MOX-UE) es también un arreglo de barras de combustible de 10X10 con dos canales de agua, esto se muestra en la Figura 4.2. En este ensamble, los TRU y el ²³⁵U enriquecido son mezclados homogéneamente en cada barra de combustible, en lugar del uranio de las colas que se emplea en los ensambles MOX estándar. Se emplean 6 distintos tipos de barras de combustible con distintos tipos de concentraciones TRU y enriquecimientos de ²³⁵U. Con el objeto de cubrir un rango amplio de posibilidades se emplean 3 tipos de ensambles con concentraciones TRU promedio distintas, esto se muestra en las Tablas 4.2 a 4.4. El enriquecimiento ²³⁵U promedio y la concentración TRU promedio se calcula con el objeto de alcanzar el quemado de descarga de 48 GWd/tHM. La composición isotópica del TRU considerada para el primer reciclado proviene del combustible gastado UOX del ciclo directo.

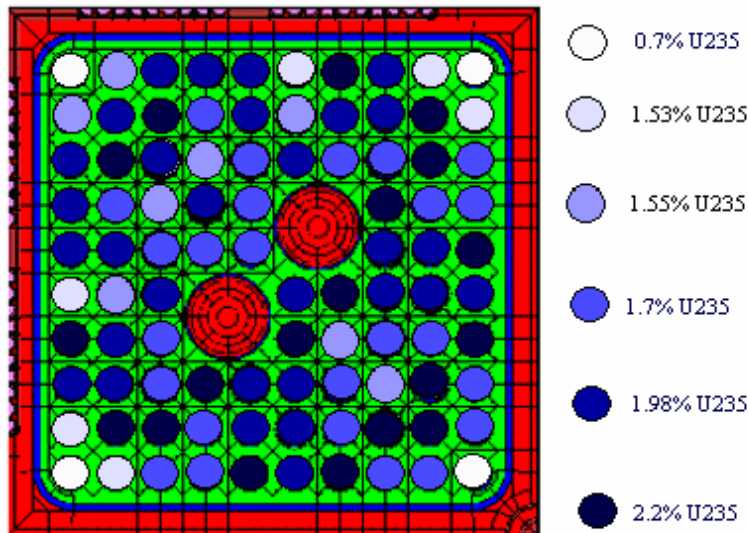


Figura 4.2. Esquema del ensamble MOX-UE

Tabla 4.2. Enriquecimientos de ^{235}U y concentraciones TRU para el ensamble MOX-UE I

Tipo de barra	% ^{235}U	% TRU	PPF
Tipo 1	0.72	3.81	
Tipo 2	1.53	8.58	
Tipo 3	1.55	8.53	
Tipo 4	1.98	10.48	
Tipo 5	1.78	9.41	
Tipo 6	2.21	11.67	
Promedio en todo el ensamble	1.84	9.86	1.47

Tabla 4.3. Enriquecimientos de ^{235}U y concentraciones TRU para el ensamble MOX-UE II

Tipo de barra	% ^{235}U	% TRU	PPF
Tipo 1	1.04	2.77	
Tipo 2	2.21	6.24	
Tipo 3	2.24	6.21	
Tipo 4	2.86	7.63	
Tipo 5	2.57	6.85	
Tipo 6	3.19	8.49	
Promedio en todo el ensamble	2.66	7.17	1.45

Tabla 4.4. Enriquecimientos de ^{235}U y concentraciones TRU para el ensamble MOX-UE III

Tipo de barra	% ^{235}U	% TRU	PPF
Tipo 1	1.20	2.05	
Tipo 2	2.55	4.62	
Tipo 3	2.58	4.60	
Tipo 4	3.30	5.65	
Tipo 5	2.96	5.07	
Tipo 6	3.68	6.29	
Promedio en todo el ensamble	3.08	5.31	1.43

4.2.3 CORAIL

El ensamble tipo CORAIL es un ensamble de 10x10 barras de combustible con dos canales de agua, ver Figura 4.3. En este ensamble se emplean las barras de combustible MOX estándar y las barras de combustible UOX estándar. Las barras de combustible MOX se colocan en la periferia del ensamble; mientras que las barras de combustible

UOX se colocan en el centro del ensamble. Se emplea un solo tipo de barra de combustible MOX, la cual está compuesta de TRU proveniente del reprocesamiento del combustible gastado del ciclo directo y uranio de las colas de enriquecimiento. Para las barras de combustible UOX se emplean cuatro distintos tipos de barras de combustible, las cuales no contienen TRU y están compuestas por diferentes tipos de enriquecimiento de ^{235}U , ver Tabla 4.5.

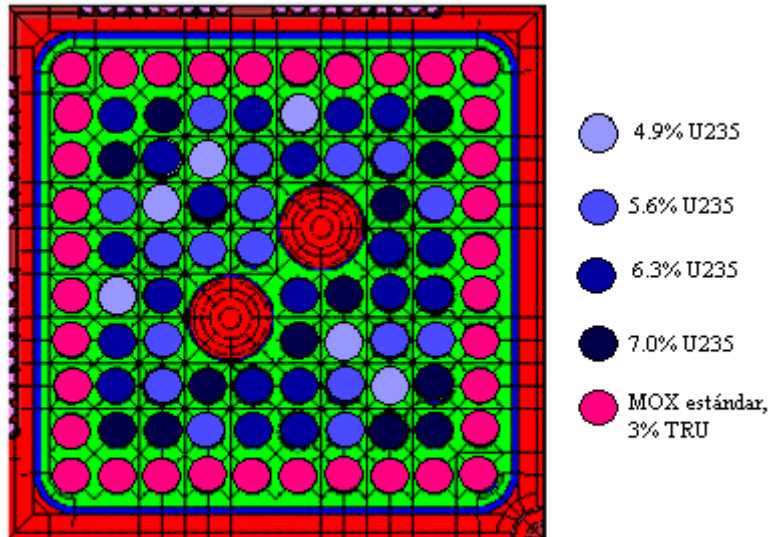


Figura 4.3. Esquema del ensamble CORAIL

Tabla 4.5. Enriquecimientos de ^{235}U y concentraciones TRU para el ensamble CORAIL

Tipo de barra	% ^{235}U	% TRU	PPF
Tipo 1	4.93		
Tipo 2	6.30		
Tipo 3	5.66		
Tipo 4	7.02		
Promedio en todo el ensamble	3.87	1.20	1.31

En el diseño del ensamble CORAIL se tiene que prestar mucha atención a la distribución de potencia, debido a la presencia de dos tipos distintos de barras de combustible (UOX y MOX estándar) teniendo propiedades neutrónicas diferentes. Se tiene que encontrar un compromiso entre el número de barras de combustible MOX y su localización, la cantidad de TRU cargado en las barras de combustible MOX, y el enriquecimiento de las barras UOX estándar. Los resultados de la primera fase de diseño mostraron que con el objeto de tener un PPF adecuado, las barras de combustible MOX deberían ser colocadas en la periferia del ensamble.

4.3 Algoritmo para el Diseño Preliminar de Ensamblés

Se desarrolló un algoritmo para el diseño radial de la configuración de combustible de las barras de combustible de ensamblés heterogéneos, cuyos combustibles contienen actínidos provenientes de un multireciclado del combustible gastado de reactores tipo BWR. Respecto al diseño radial preliminar de los ensamblés de combustibles, se diseñaron ensamblés de combustible, los cuales alcanzaron quemados de descarga de 48 GWd/tHM y cumplieron con un valor adecuado del factor pico de potencia (PPF) y la k_{∞} . En estos nuevos ensamblés se utilizó uranio enriquecido, con el objeto de compensar por la baja calidad isotópica del Pu, procedente de los multireciclados. Con el objeto de facilitar el análisis del algoritmo para el diseño preliminar de ensamblés heterogéneos, se expondrá dicho algoritmo para el caso del ensamblé heterogéneo estándar.

Un paso central en el desarrollo de la metodología para encontrar la configuración de barras de combustible para el ensamblé heterogéneo estándar, con la cual se tiene un PPF y k_{eff} adecuadas, es encontrar una configuración de barras de combustible con la cual se tiene un valor PPF adecuado. Por lo tanto, primero describiremos el algoritmo para encontrar la configuración de barras de combustible con la cual se tiene un valor PPF adecuado:

- Paso 1. Partiendo de una configuración arbitraria para las 6 tipos de varillas, se busca la ubicación de la varilla A* que contiene el PPF más alto, ver Figura 4.4.

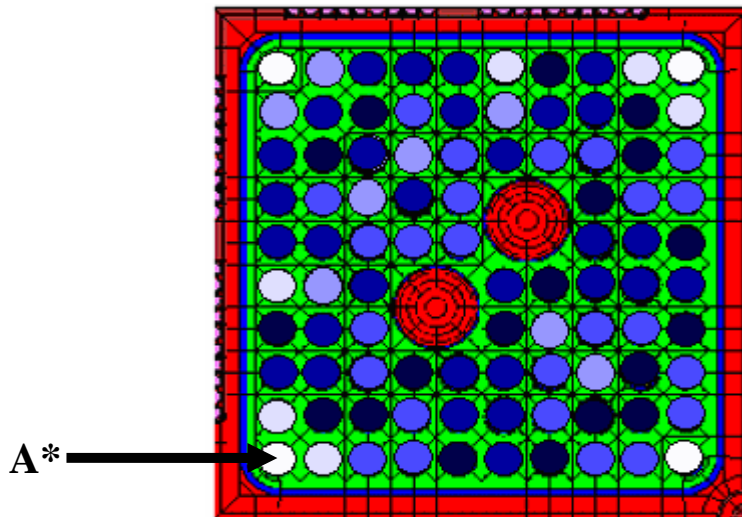


Figura 4.4. La barra de combustible etiquetada A* corresponde a la barra con un valor de PPF más alto para el ensamblé heterogéneo estándar

- Paso 2. Aumentar y disminuir un poco el contenido de material fisible (^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{235}U) de la varilla A* y se calculan los PPF correspondientes; ver Tabla 4.6. El aumento y disminución de contenido de material fisible se realiza

aumentando y disminuyendo la concentración porcentual de contenido TRU $\left(\frac{TRU}{TRU+U} \times 100\right)$ en el ensamble heterogéneo estándar. En los ensambles CORAIL y MOX-UE el aumento y disminución de enriquecimiento de material físil se realiza aumentando y disminuyendo el enriquecimiento de ^{235}U en el contenido de uranio; y aumentando y disminuyendo la concentración de contenido TRU.

Tabla 4.6. Valores PPF correspondientes a distintas concentraciones TRU para la barra de combustible A*

Concentración TRU en por ciento (x)	PPF (y)
6.60	1.92
3.96	1.52
2.64	1.57

- Paso 3. Se encuentra la función cuadrática que pasa por los tres puntos descritos en la Tabla 4.6.

$$y = ax^2 + bx + c \quad (4.1)$$

- Paso 4. Se calcula la concentración TRU (T*) para el cual la función cuadrática (1) presenta un mínimo. En este caso el mínimo es T*= 3.73.
- Paso 5. Se construye una nueva configuración de ensamble igual a la del paso 1, pero tomando como contenido TRU para la varilla A* el valor T*.
- Paso 6. Se calcula el PPF de la nueva configuración. Si el PPF no es el valor deseado, el cual generalmente se toma menor a 1.5, regresar al paso 1.

Una vez encontrados las concentraciones TRU (y por ende los contenidos de material físil) adecuadas para las varillas que constituyen el ensamble estándar, con el cual se obtiene un valor adecuado del PPF, se calcula la configuración de combustible de las barras con la cual se tiene una k_{eff} adecuada.

Para calcular la configuración de combustible con la cual se tiene una k_{eff} adecuada, las concentraciones TRU de las barras se dividen en dos factores. El primer factor es igual a las concentraciones TRU encontradas anteriormente en el algoritmo para encontrar el valor del PPF adecuado. El segundo factor $f_{\text{común}}$ es común a todas las concentraciones TRU de las barras de combustible. Esto se muestra en la Figura 4.5.

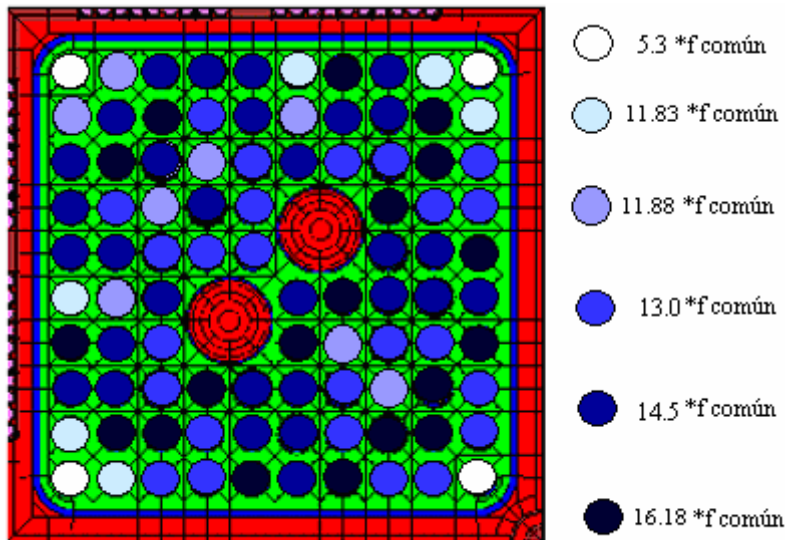


Figura 4.5. Factorización de los enriquecimientos de material fisible para las barras de combustible de un ensamblado estándar

El segundo factor $f_{\text{común}}$, el cual es común para todas las barras de combustible, se varía hasta obtener el valor de k_{∞} deseado. En el proceso de la variación del factor común para obtener la k_{∞} deseada, el valor del PPF presenta muy poca variación (como se muestra en la Tabla 4.7), debido a que el valor del PPF es sensible principalmente a las variaciones del primer factor de concentración TRU.

Tabla 4.7. Variación del PPF con respecto al factor común $f_{\text{común}}$

$f_{\text{común}}$	k_{∞}	PPF
0.73	0.99558	1.498
0.88	1.01645	1.500
0.91	1.02039	1.499
0.94	1.0243	1.498
0.97	1.02813	1.497
1.00	1.03204	1.496

En los ensamblados MOX-UE y CORAIL se puede aumentar la concentración transuránica del ensamblado (y por ende el contenido fisible de ^{239}Pu y ^{241}Pu) en el inicio del ciclo de irradiación sin variar el PPF y la k_{∞} , siempre y cuando se disminuya el enriquecimiento de ^{235}U de tal manera que el enriquecimiento fisible total $(^{235}\text{U} + ^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}) / (\text{U} + \text{TRU})$ sea tal que el valor del PPF y la k_{∞} se mantengan constantes.

El algoritmo desarrollado anteriormente tiene el mérito de que se puede obtener un valor PPF adecuado (con valores debajo de 1.5), una k_{∞} adecuada (una k_{∞} target de 1.03 al final del ciclo de irradiación), y una concentración transuránica en el inicio del ciclo de irradiación con el valor más alto posible. La obtención de una concentración transuránica al inicio del ciclo de irradiación con el valor más alto posible es conveniente, puesto que entre mayor sea la concentración transuránica al inicio del ciclo

de irradiación, mayor será el consumo de elementos transuránicos, y por consiguiente menor será la cantidad de elementos radiactivos depositados en el repositorio.

4.4 Balance de masas

El cambio neto en las masas de los actínidos en las condiciones al inicio del ciclo de irradiación (BOI, de sus siglas en inglés: *Beginning Of Irradiation*) y al final del ciclo de irradiación (EOI, de sus siglas en inglés: *End Of Irradiation*) se calculó para todos los tipos de ensambles, esto se muestra en la Figura 4.6. Respecto a cada actínido se observan los siguientes resultados:

1. ^{235}U , ^{241}Am . Estos isótopos tienden a consumirse más conforme aumenta el enriquecimiento promedio de ^{235}U en los ensambles MOX-UE. Los ensambles CORAIL consumen más estos isótopos que los ensambles MOX-UE y heterogéneo estándar. El ensamble heterogéneo estándar consume menos estos isótopos que los ensambles MOX-UE y CORAIL.
2. ^{238}U . El decremento porcentual de este isótopo es muy pequeño para cualquier tipo de ensamble.
3. ^{237}Np , ^{239}Pu , ^{240}Pu . Estos isótopos presentan un consumo para los ensambles MOX-UE independientemente del enriquecimiento promedio, y para el ensamble heterogéneo estándar. Sin embargo, estos isótopos presentan producción para los ensambles CORAIL.
4. ^{238}Pu . Este isótopo presenta una producción para cualquier tipo de ensambles. La producción se incrementa conforme disminuye la concentración TRU promedio para los ensambles MOX-UE.
5. ^{241}Pu . Este isótopo presenta producción para los ensambles MOX-UE y CORAIL, mientras que presenta consumo para el ensamble heterogéneo estándar.
6. ^{242}Pu , ^{243}Am , ^{244}Cm . Estos isótopos presentan una producción para cualquier tipo de ensambles. La producción se incrementa conforme disminuye la concentración TRU promedio para los ensambles MOX-UE. Estos isótopos presentan una alta producción para el ensamble CORAIL. En especial, una gran producción se presenta para el isótopo altamente radiactivo ^{244}Cm , para el ensamble CORAIL; sin embargo, este isótopo tiene una vida media relativamente pequeña (14 años) y se produce en cantidades pequeñas, y por lo tanto no contribuye a la radiotoxicidad después de unos cuantas decenas de años.

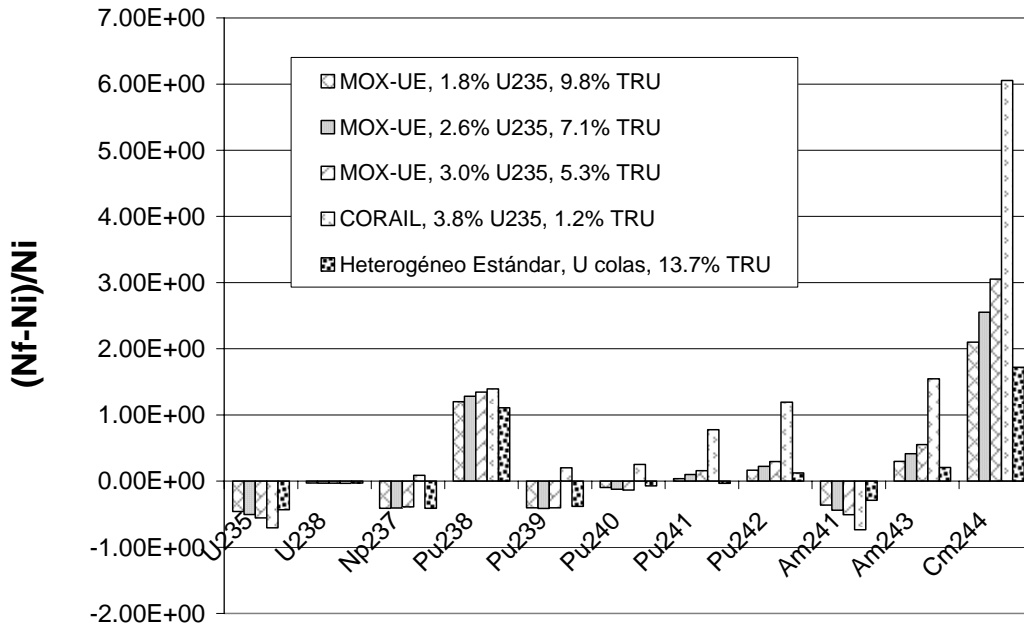


Figura 4.6. Balance de masas de los actínidos para los ensambles heterogéneos

En la Figura 4.7 se muestran las masas de los transuránicos producidos por los ensambles heterogéneos correspondientes al esquema del primer reciclado. Se observa que el ensamble que más produce, tanto plutonio como isótopos transuránicos, es el ensamble estándar; mientras que el ensamble que menos produce, tanto plutonio como isótopos transuránicos, es el ensamble MOX-UE III. En lo referente a la producción de actínidos menores no hay una diferencia significativa en los diseños de ensambles.

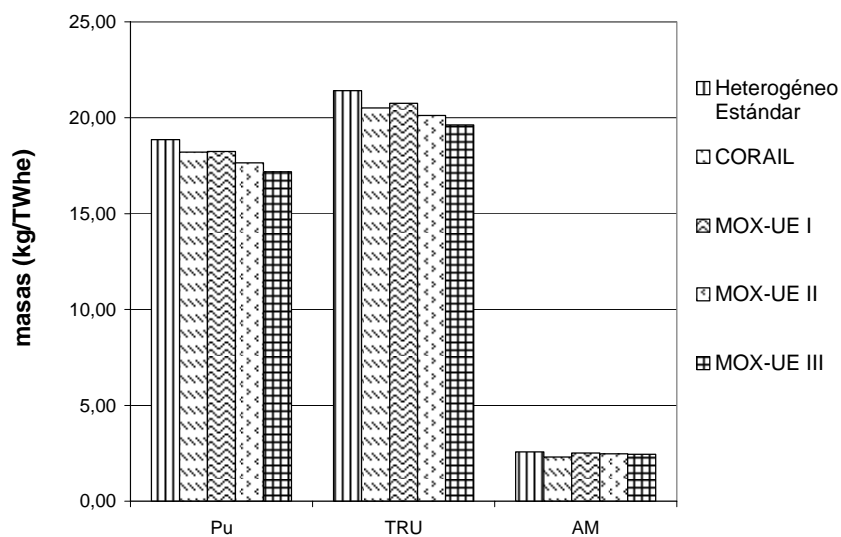


Figura 4.7. Masas de los transuránicos de los ensambles analizados

4.4.1 Reducción de la masa TRU, Pu y AM

Con el objeto de comparar la disminución de la masa transuránica ($mTRU$), del plutonio (mPu) y de los actínidos menores (mAM) de los ensambles del primer reciclado, respecto al ciclo directo ($mTRU_{directo}$, $mPu_{directo}$, $mAM_{directo}$), se define el parámetro de reducción de los transuránicos, del plutonio y de los actínidos menores como:

$$\begin{aligned} \text{reducción } TRU (\%) &= \frac{mTRU_{directo} - mTRU}{mTRU_{directo}} \times 100 \\ \text{reducción } Pu (\%) &= \frac{mPu_{directo} - mPu}{mPu_{directo}} \times 100 \\ \text{reducción } AM (\%) &= \frac{mAM_{directo} - mAM}{mAM_{directo}} \times 100 \end{aligned} \quad (4.2)$$

Los valores de la reducción de los transuránicos, del plutonio y de los actínidos menores para los distintos ensambles utilizados, son mostrados en la Figura 4.8. Respecto a la reducción transuránica, se observa que el ensamble MOX-UE III tiene la reducción transuránica mayor (29.7%); sin embargo, no se presenta una diferencia significativa entre los ensambles, por ejemplo el ensamble heterogéneo estándar tiene la reducción transuránica menor con un valor de 23.3%. Respecto a la reducción del plutonio, se observa que el ensamble MOX-UE III tiene la reducción del plutonio mayor (28.6%); sin embargo, no se presenta una diferencia significativa entre los ensambles, por ejemplo el ensamble estándar tiene la reducción de Pu menor con un valor de 21.7%. Respecto a la reducción de AM, se observa que el ensamble CORAIL tiene la reducción de AM mayor (40.2%); sin embargo, no se presenta una diferencia significativa entre los ensambles, por ejemplo el ensamble estándar tiene la reducción de AM menor con un valor de 33.3%.

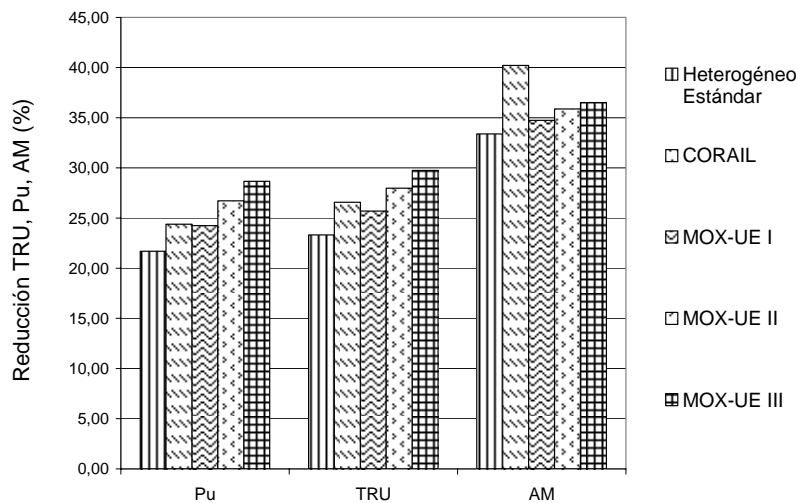


Figura 4.8. Reducción de los transuránicos, del plutonio y de los actínidos menores

4.4.2 Fracción de Vacíos

En la Figura 4.9, se muestra la producción y destrucción de los actínidos provenientes de un primer reciclado para el ensamble heterogéneo estándar con distintas fracciones de vacíos.

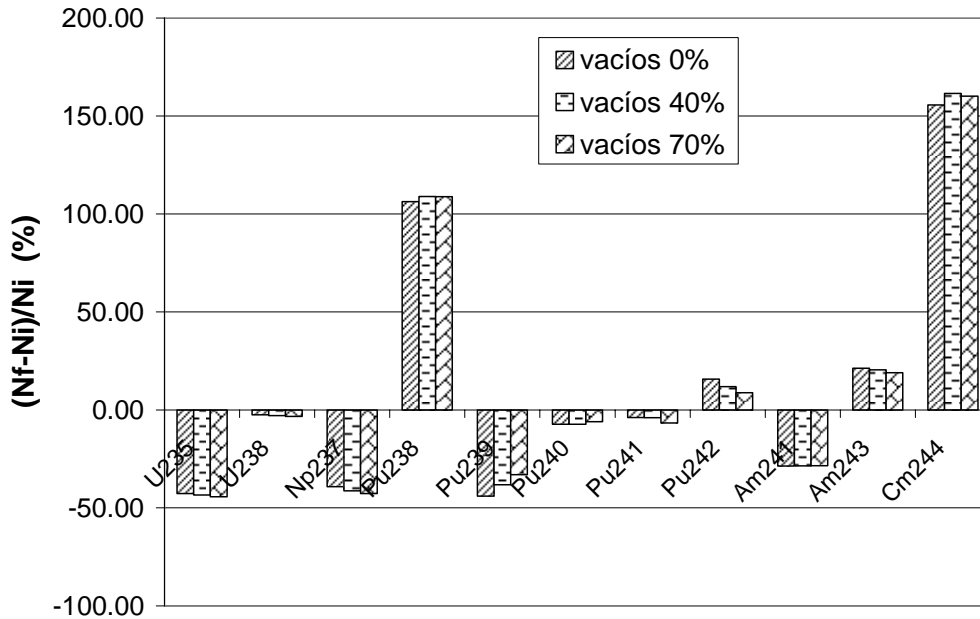


Figura 4.9. Balance de masas para un ensamble MOX compuesto de TRU y Uranio de las colas, con un quemado de descarga de 48GWd/tHM

Respecto a cada actínido se observan los siguientes resultados:

- ^{235}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{241}Pu . Estos isótopos presentan un consumo neto. Se observa que conforme aumenta la fracción de vacíos, el consumo de estos actínidos aumenta muy poco.
- ^{238}Pu y ^{244}Cm . Estos isótopos presentan una producción neta en cualquier tipo de ensamble. La producción de estos isótopos aumenta muy poco conforme aumenta la fracción de vacíos hasta llegar a 40% de vacíos, para posteriormente disminuir.
- ^{242}Pu y ^{243}Am . Estos isótopos presentan una producción neta en cualquier tipo de ensamble. La producción de estos isótopos disminuye muy poco conforme aumenta la fracción de vacíos.
- ^{239}Pu , ^{240}Pu y ^{241}Am . Estos isótopos presentan un consumo neto para cualquier tipo de ensamble. El consumo de estos isótopos disminuye muy poco conforme aumenta la fracción de vacíos.

En general, se observa que la producción y destrucción de actínidos varía poco conforme aumenta la fracción de vacíos, lo cual sugiere que no sea necesario diseñar un

ensamble axialmente heterogéneo. En el Apéndice A se describe la física involucrada en la producción y destrucción de actínidos.

4.5 Radiotoxicidad

En la Figura 4.10 se muestra la radiotoxicidad del ciclo directo y la radiotoxicidad de los ensambles heterogéneos del primer reciclado: MOX-UE, CORAIL, y MOX estándar. Se observa que en el periodo comprendido a partir de la descarga del combustible gastado en el repositorio hasta los cien años, la radiotoxicidad del ciclo directo es menor que la radiotoxicidad de los ensambles heterogéneos del primer reciclado; sin embargo, en el periodo entre unos cuantos cientos de años y hasta cien mil años, las cosas se invierten; es decir, la radiotoxicidad del ciclo directo es mayor que la radiotoxicidad de los ensambles heterogéneos del primer reciclado. Se observa que en el periodo a partir de la descarga de combustible en el repositorio hasta unos cuantos cientos de años, el ensamble CORAIL tiene una radiotoxicidad menor (aunque con una diferencia despreciable) que la de los ensambles MOX-UE y estándar.

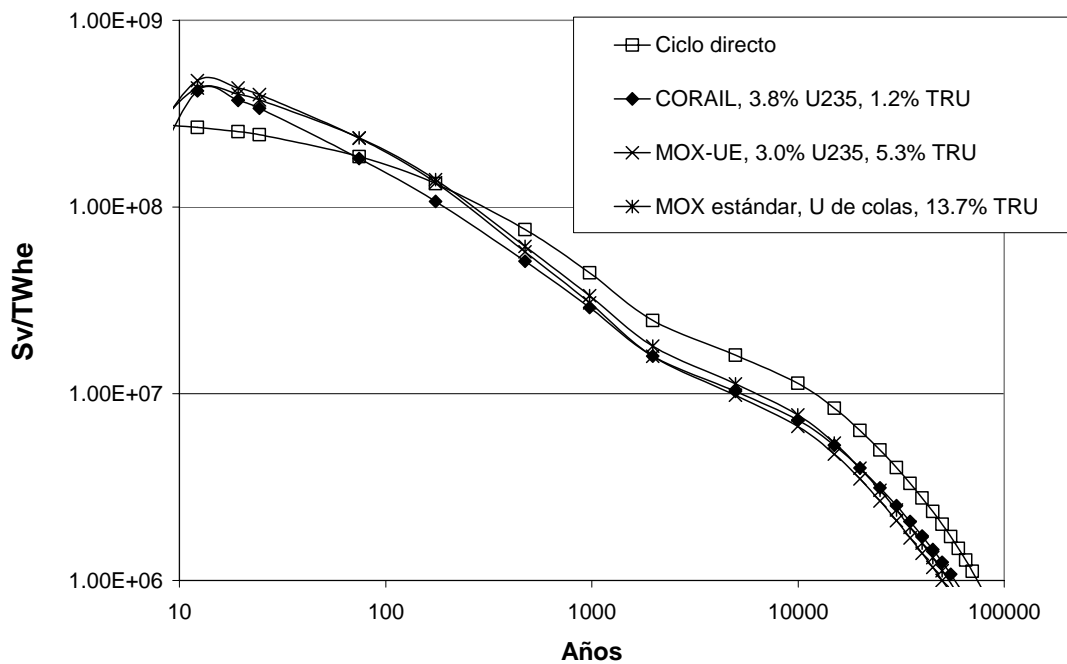


Figura 4.10. Radiotoxicidad del Ciclo Directo y los ensambles heterogéneos del primer reciclado: MOX-UE, CORAIL y MOX estándar

4.5.1 Física de la Radiotoxicidad

En esta sección se explica la física de radiotoxicidad que presentan los ensambles heterogéneos. Se explica el hecho de que el ensamble CORAIL tienen menor radiotoxicidad que los ensambles MOX-UE y estándar, para el periodo comprendido entre los cien años hasta unos cuanto cientos de años; además, se explica el hecho de que el ciclo directo presenta menor radiotoxicidad que los ensambles heterogéneos del

primer reciclado a partir de la descarga del combustible gastado en el repositorio hasta los cien años.

De acuerdo a un análisis realizado en el Capítulo 3, los principales isótopos que contribuyen a la radiotoxicidad del Pu y de los actínidos menores del combustible gastado depositado en el repositorio después de un primer reciclado son: ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am . En las Figuras 4.11 y 4.12 se muestra la radiotoxicidad de estos isótopos para los ensambles heterogéneos del primer reciclado. Se observa que en el periodo comprendido a partir de la descarga del combustible gastado hasta unos cuantos cientos de años, la radiotoxicidad del ^{238}Pu para el ensamble CORAIL es menor que la radiotoxicidad del ^{238}Pu para los ensambles MOX-UE y estándar. Esto explica el hecho de que la radiotoxicidad del ensamble CORAIL sea menor que la radiotoxicidad de los ensambles MOX-UE y estándar en el periodo comprendido a partir de la descarga del combustible gastado hasta unos cuantos cientos de años. El hecho de que la radiotoxicidad del ^{238}Pu para el ensamble CORAIL sea menor que la radiotoxicidad del ^{238}Pu para los ensambles MOX-UE y estándar es debido a que el ensamble CORAIL produce menos ^{238}Pu que los ensambles MOX-UE y estándar.

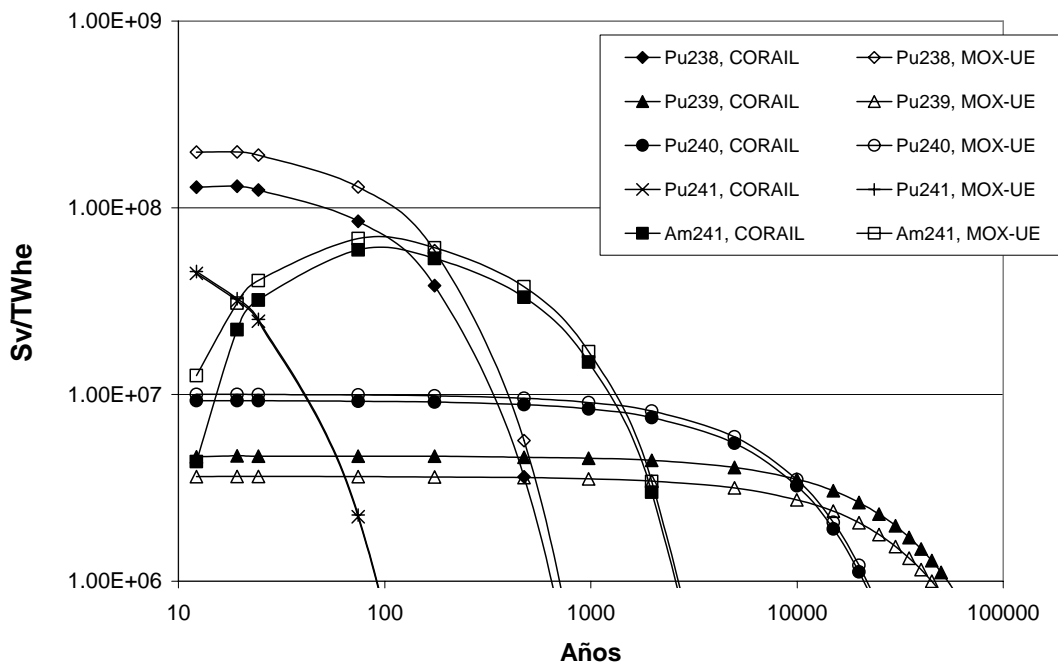


Figura 4.11. Radiotoxicidad de los principales isótopos para los ensambles CORAIL y MOX-UE

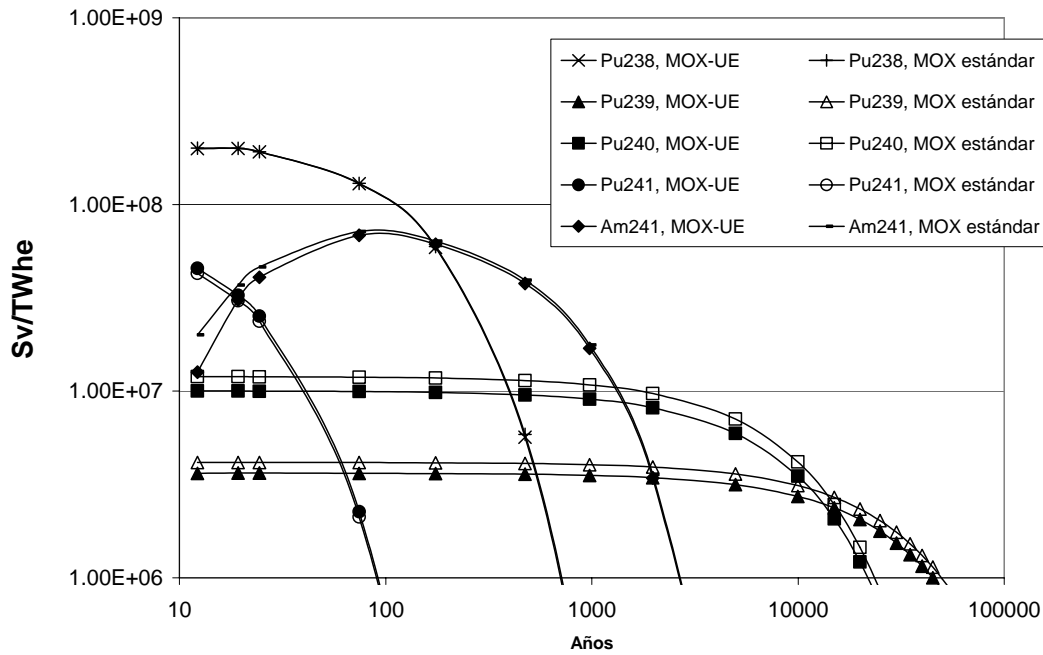


Figura 4.12. Radiotoxicidad de los principales isótopos para los ensambles MOX-UE y estándar

De las Figuras 4.11 y 4.12 se observa también que en el periodo comprendido a partir de la descarga de combustible hasta 100,000 años, la radiotoxicidad del ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , y ^{241}Am es prácticamente la misma para todos los ensambles heterogéneos analizados. Esto explica el hecho de que la radiotoxicidad de los tres tipos de ensambles heterogéneos analizados: estándar, MOX-UE, CORAIL, sea prácticamente la misma en el periodo comprendido entre unos cuantos cientos de años hasta 100,000 años.

El ciclo directo presenta una radiotoxicidad menor que los ensambles heterogéneos del primer reciclado en el periodo a partir de la descarga de combustible hasta cien años, debido a que el ^{244}Cm se produce más en los ensambles del primer reciclado que en el ensamble del ciclo directo (ver sección 3.6.5).

4.6 Ahorro de Uranio Natural

Antes de evaluar el ahorro en la masa de uranio natural para el reciclado del combustible gastado utilizando los distintos tipos de ensambles heterogéneos, es conveniente analizar primero el balance de masas de uranio que entra y sale en la planta de enriquecimiento.

4.6.1 Balance de Masas del Uranio en la Separación Isotópica

La cantidad de uranio natural (M_F) que alimenta a una planta de enriquecimiento, en la que se obtiene uranio enriquecido (M_P) y uranio de las colas (M_T), depende de la concentración de ^{235}U del uranio natural (x_F), del enriquecimiento de ^{235}U del uranio

enriquecido (x_P), y de la concentración de ^{235}U del uranio de las colas (x_T); ver Figura 4.13.

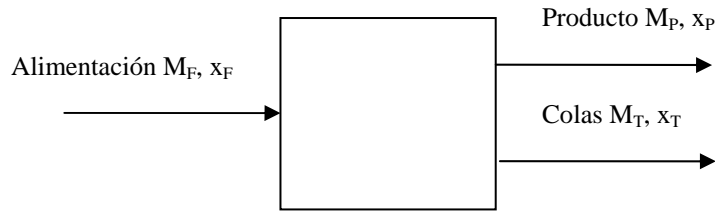


Figura 4.13. Diagrama de flujos de masas para una planta de enriquecimiento

Aplicando un balance de masas a la cantidad de uranio (^{238}U y ^{235}U), que entra y sale de la planta de enriquecimiento [3], se obtiene:

$$\frac{M_T}{M_P} = \frac{x_P - x_F}{x_F - x_T} \quad (4.3)$$

$$\frac{M_F}{M_P} = \frac{x_P - x_T}{x_F - x_T} \quad (4.4)$$

Puesto que el uranio que alimenta a una planta de enriquecimiento es uranio natural, entonces $x_F = 0.0071$. El valor x_T es establecido por la planta de enriquecimiento, el cual en la mayoría de las plantas de Estados Unidos resulta ser $x_T = 0.0025$ [3]. Sustituyendo estos valores en las ecuaciones (4.3) y (4.4), se obtiene:

$$\frac{M_T}{M_P} = \frac{x_P - 0.0071}{0.0046} \quad (4.5)$$

$$\frac{M_F}{M_P} = \frac{x_P - 0.0025}{0.0046} \quad (4.6)$$

La ecuación (4.5) expresa la cantidad de uranio de las colas producida por cada unidad de uranio enriquecido para un cierto enriquecimiento (x_P). La ecuación (4.6) expresa la cantidad de uranio natural que se requiere para producir una cantidad de uranio enriquecido con un enriquecimiento (x_P).

Para un reactor del ciclo directo correspondiente a un quemado de 48 GWd/tHM se requiere un enriquecimiento de ^{235}U del 3.86%. Por consiguiente, de las ecuaciones (4.5) y (4.6) se observa que por cada 7.84 kg de uranio natural se produce 1 kg de uranio enriquecido y 6.84 kg de uranio de las colas, representando una gran cantidad de uranio sin utilizar en los reactores del ciclo directo.

4.6.2 Ahorro de Uranio

Con el objeto de facilitar el análisis de la metodología para el cálculo del ahorro de uranio para los distintos tipos de ensambles heterogéneos, sólo se expondrá la metodología del cálculo del ahorro de uranio para el caso del ensamble heterogéneo estándar. Los pasos de la metodología para este tipo de ensamble son:

- Paso 1.- Primero se calcula la cantidad de uranio enriquecido por tonelada de metal pesado inicial $m_{U\text{ enr } i} \left(\frac{gr}{tHM} \right)$ tanto de los reactores del ciclo directo como del primer reciclado.
- Paso 2.- Para el esquema del primer reciclado utilizando el ensamble Heterogéneo Estándar, se observa que alrededor de 12.8 reactores del ciclo directo alimentarían a un reactor del primer reciclado, ver Figura 3.6.
- Paso 3.- Puesto que el quemado de descarga es de 48 GWd/tHM, se sigue que la energía eléctrica por tonelada de metal pesado entregado por cada reactor expresada en TWhe/tHM está dada por:

$$\frac{\text{energía entregada por cada reactor (TWhe)}}{\text{tonelada de metal pesado inicial (tHM)}} = \frac{48 \times 24}{10^3} f \quad (4.7).$$

Donde, f es la eficiencia térmica de la planta; esto es, el factor de conversión de energía térmica a energía eléctrica. En este caso, se toma $f = 0.33$.

- Paso 4.- Se calcula la energía total en TWhe/tHM de los 13.8 reactores (ETFR, Energía Total de la Flota de Reactores); esto es, tanto los reactores del ciclo directo como el reactor del primer reciclado:

$$ETFR \left(\frac{TWhe}{tHM} \right) = 13.8 \times \frac{\text{energía entregada por cada reactor (TWhe)}}{\text{tonelada de metal pesado inicial (tHM)}} \quad (4.8)$$

- Paso 5.- Se calcula la suma de las masas de uranio enriquecido de los 12.8 reactores del ciclo directo y un reactor del primer reciclado:

$$m_{U\text{ enr total}} \left(\frac{gr}{tHM} \right) = \sum_i m_{\text{enr } i} \quad (4.9).$$

- Paso 6.- Se divide la masa total de uranio enriquecido $m_{U\text{ enr total}}$ entre la energía total producida por los 13.8 reactores; esto es,

$$\text{masa total de uranio enriquecido} \left(\frac{\text{gr}}{\text{TWhe}} \right) = \frac{m_{U \text{ enr total}}}{\text{ETFR}} \quad (4.10)$$

para un primer reciclado

- Paso 7.- Utilizando la ecuación (4.6) se encuentra la masa total de uranio natural requerida por unidad energética ($m_{U \text{ natural total}}$):

$$m_{U \text{ natural total}} \left(\frac{\text{gr}}{\text{TWhe}} \right) = \frac{m_{U \text{ enr total}}}{\text{ETFR}} \times \frac{x_p - 0.0025}{0.0046} \quad (4.11)$$

- Paso 8.- Se calcula la cantidad de uranio natural por unidad energética requerida para el ciclo directo ($m_{U \text{ natural Ciclo Directo}}$).
- Paso 9. Finalmente se calcula el ahorro de uranio natural a través de la siguiente ecuación:

$$\text{ahorro de uranio} (\%) = \frac{m_{U \text{ natural total}} - m_{U \text{ natural Ciclo Directo}}}{m_{U \text{ natural Ciclo Directo}}} \times 100 \quad (4.12)$$

En la Figura 4.14 se muestran los ahorros de uranio natural de los distintos ensambles analizados. Se observa que los ensambles: Estándar y CORAIL presentan mayores ahorros de uranio natural (alrededor del 7%) respecto a los ensambles MOX-UE, los cuales presentan ahorros del 5.4, 4.3 y 3.6%.

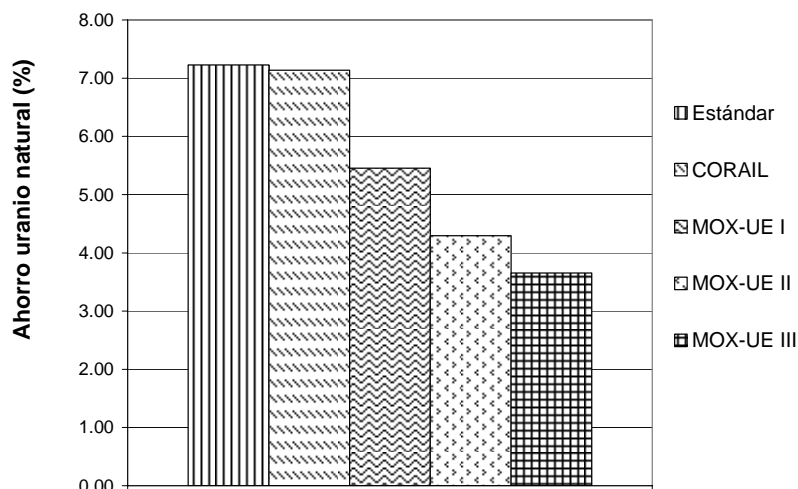


Figura 4.14. Ahorro de uranio natural

4.7 Clasificación de Ensamblés

En la Tabla 4.8 se muestra la clasificación de los ensamblés heterogéneos analizados de acuerdo a su rendimiento en la reducción de la radiotoxicidad, la reducción de TRU, Pu y AM, y el ahorro de uranio natural. En esta tabla el símbolo $\sqrt{\sqrt{\quad}}$ indica que el ensamblé correspondiente presenta el rendimiento mayor o es cercano a éste. El símbolo $\sqrt{\quad}$ indica que el ensamblé correspondiente no presenta el rendimiento mayor. Se observa que los ensamblés heterogéneos MOX estándar y CORAIL presentan los más altos rendimientos. Por consiguiente, es conveniente utilizar ya sea el ensamblé MOX estándar o CORAIL, en lugar del ensamblé MOX-UE en el reciclado de los actínidos.

Tabla 4.8. Clasificación de Ensamblés de acuerdo a su rendimiento

Tipo de Ensamblé	Reducción de la Radiotoxicidad	Reducción TRU	Reducción del Pu	Reducción de los AM	Ahorro de Uranio
Heterogéneo Estándar	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$
CORAIL	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$
MOX-UE I	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\quad}$
MOX-UE II	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\quad}$
MOX-UE II	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\sqrt{\quad}}$	$\sqrt{\quad}$

4.8 Coeficientes Doppler y de Vacíos

Uno de los objetivos principales en el diseño seguro de reactores es tener coeficientes de reactividad Doppler y de vacíos negativos; por consiguiente es conveniente comparar estos coeficientes para los distintos ensamblés diseñados: Heterogéneos, MOX-UE, y CORAIL.

En la Tabla 4.9 se muestran los coeficientes Doppler y de vacíos para los ensamblés heterogéneos, MOX-UE, y CORAIL. Respecto a los coeficientes de vacíos, se observa que el ensamblé CORAIL presenta valores más negativos, seguido del ensamblé MOX-UE y finalmente el ensamblé Heterogéneo. Se observa que conforme aumenta el quemado, los coeficientes de vacíos tienden a ser menos negativos. Respecto a los coeficientes Doppler, se observa que el ensamblé CORAIL presenta valores más negativos, seguido del ensamblé MOX-UE y finalmente el ensamblé Heterogéneo. Se observa que conforme aumenta el quemado, los coeficientes Doppler tienden a ser menos negativos.

Tabla 4.9. Coeficientes de reactividad Doppler y de Vacíos. Los valores están dados en pcm.

Quemado 0 GWd/tHM			
	Heterogéneo	CORAIL	MOX-UE ^a
Fracción de Vacíos	k ₀		
40	1.16354	1.26509	1.15816
	$\frac{\Delta k}{\Delta V} = \frac{k' - k_0}{V' - V_0}$		
0	-63.85	-110.30	-83.85
70	-39.33	-146.27	-72.67
	$\frac{\Delta k}{\Delta T} = \frac{k' - k_0}{T' - T_0}$		
Doppler (+300°K)	-2.90	-3.18	-3.05
Quemado 10 GWd/tHM			
	Heterogéneo	CORAIL	MOX-UE
Fracción de Vacíos	k ₀		
40	1.10086	1.15208	1.09808
	$\frac{\Delta k}{\Delta V} = \frac{k' - k_0}{V' - V_0}$		
0	-56.67	-97.13	-77.73
70	-32.90	-126.43	-67.50
	$\frac{\Delta k}{\Delta T} = \frac{k' - k_0}{T' - T_0}$		
Doppler (+300°K)	-2.66	-2.87	-2.83
Quemado 20 GWd/tHM			
	Heterogéneo	CORAIL	MOX-UE
Fracción de Vacíos	k ₀		
40	1.06361	1.08666	1.06334
	$\frac{\Delta k}{\Delta V} = \frac{k' - k_0}{V' - V_0}$		
0	-58.45	-95.20	-80.63
70	-35.60	-122.07	-72.07
	$\frac{\Delta k}{\Delta T} = \frac{k' - k_0}{T' - T_0}$		
Doppler (+300°K)	-2.54	-2.82	-2.75

Quemado 30 GWd/tHM			
	Heterogéneo	CORAIL	MOX-UE
Fracción de Vacíos	k_0		
40	1.03006	1.0287	1.02973
	$\frac{\Delta k}{\Delta V} = \frac{k' - k_0}{V' - V_0}$		
0	-60.13	-93.38	-82.92
70	-38.30	-119.27	-76.00
	$\frac{\Delta k}{\Delta T} = \frac{k' - k_0}{T' - T_0}$		
Doppler (+300°K)	-2.45	-2.72	-2.68
Quemado 48 GWd/tHM			
	Heterogéneo	CORAIL	MOX-UE
Fracción de Vacíos	k_0		
40	0.97634	0.93606	0.97242
	$\frac{\Delta k}{\Delta V} = \frac{k' - k_0}{V' - V_0}$		
0	-62.60	-89.63	-85.65
70	-42.40	-115.23	-81.57
	$\frac{\Delta k}{\Delta T} = \frac{k' - k_0}{T' - T_0}$		
Doppler (+300°K)	-2.29	-2.48	-2.53

^a U/HM=92.8%, Pu/HM=6.3%

4.9 Actínidos Menores (AM) como Venenos

El hecho de que la sección eficaz de captura de los actínidos menores (²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴³Am, y ²⁴⁴Cm) sea mayor que su sección eficaz de fisión, implica que los actínidos menores pueden ser utilizados como venenos. En esta sección se analizará la factibilidad de usar algunos isótopos de los actínidos menores como veneno dentro del ensamble MOX estándar.

Cantidades diferentes de AM se introducen gradualmente en el combustible de los ensambles, para analizar su efecto sobre la reactividad de los ensambles de combustible. Con el objeto de tomar en cuenta el escape de neutrones, se considera una delta del 3% sobre la k_∞ ; esto significa que de acuerdo al modelo de reactividad lineal, un valor de 1.03 para el factor de multiplicación debe tomarse en cuenta para un quemado de 30 GWd/tHM (ver sección 3.4).

La Figura 4.15 muestra los efectos de los actínidos menores sobre el factor de multiplicación de neutrones. Se observa que el exceso de reactividad inicial disminuye cuando el contenido de actínidos menores aumenta; sin embargo, con el incremento en el contenido de actínidos menores se tiene que incrementar el contenido de plutonio fisible. Se observa que aumentando el contenido de AM y la cantidad de Pu fisible, llega un momento en que la curva de reactividad no cambia apreciablemente, llegando a ser casi plana.

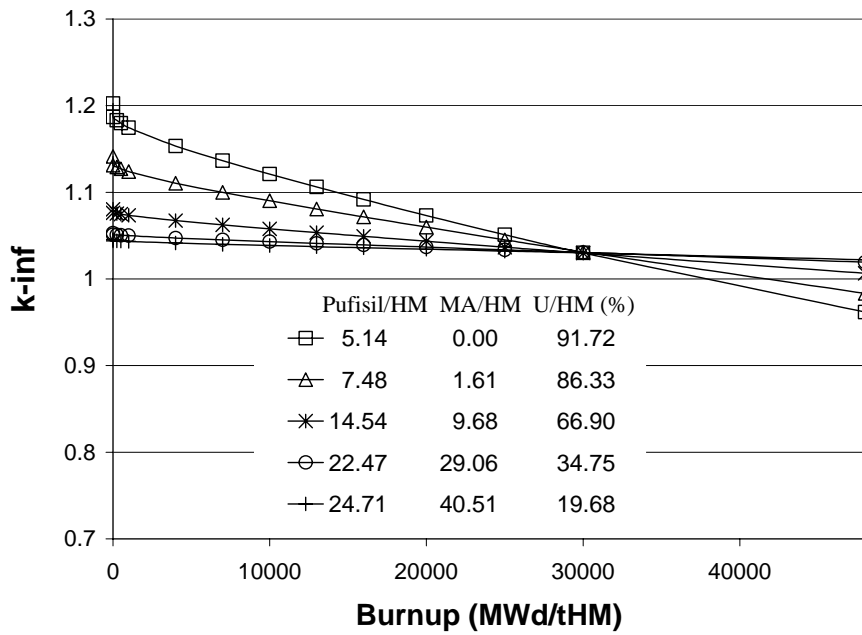


Figura 4.15. Factor de multiplicación contra el quemado

4.9.1 Física del comportamiento plano de k_{∞} contra el quemado

En la sección anterior se observó que el exceso de reactividad inicial disminuye conforme aumenta la concentración de los actínidos menores, hasta llegar a tener un comportamiento plano de la k_{∞} contra el quemado. Este comportamiento se debe principalmente a que conforme se consume el ^{237}Np , a través de la captura de un neutrón, se produce ^{238}Pu , el cual a su vez (con la captura de un neutrón) produce el isótopo fisible ^{239}Pu . La cadena de decaimiento del ^{237}Np se muestra en la Figura 4.16, donde se observa que la sección eficaz de captura térmica del ^{237}Np y ^{238}Pu es dos órdenes de magnitud mayor que la sección eficaz de captura térmica del ^{238}U (cuya cadena de decaimiento produce ^{239}Pu).

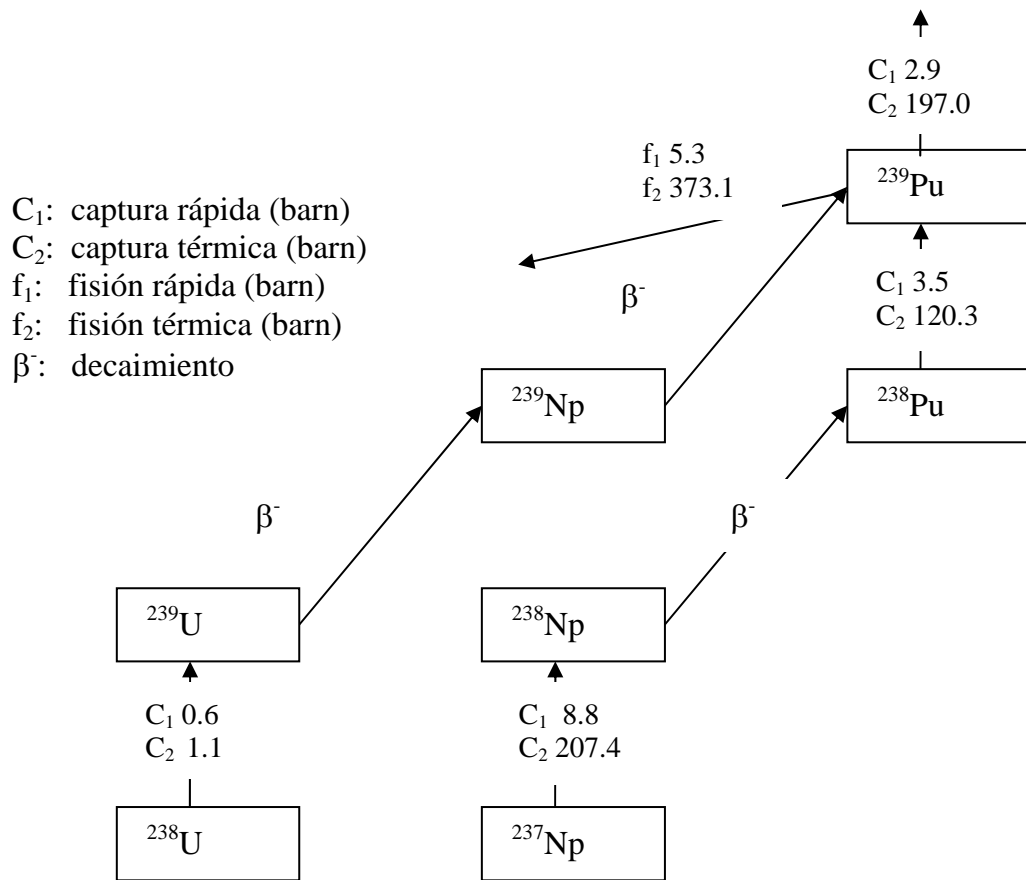


Figura 4.16. Cadenas de decaimiento de los actínidos

4.9.2 Coeficientes de Reactividad

En la Tabla 4.10 se muestran los coeficientes de reactividad de vacíos y Doppler para las distintas concentraciones de Pu utilizadas. Como es de esperarse, se observa que los coeficientes de reactividad por vacíos llegan a ser positivos cuando el Pu y los AM se incrementa. Los coeficientes de reactividad Doppler son siempre negativos pero con un valor pequeño.

Tabla 4.10. Coeficientes de Reactividad

Quemado = 0 GWd/tHM			
	Pu 7.48%	Pu 14.54%	Pu 22.47%
Vacíos (pcm/%)	-53.34	42.40	130.91
Doppler (pcm/°K)	-2.90	-1.46	-0.33
Quemado = 48 GWd/tHM			
	Pu 7.48%	Pu 14.54%	Pu 22.47%
Vacíos (pcm/%)	-53.94	39.13	130.93
Doppler (pcm/°K)	-2.29	-1.42	-0.43

4.10 Conclusiones

Con el objeto de estudiar la factibilidad de reciclar los actínidos en reactores tipo BWR, se diseñaron varios ensambles de combustibles. El diseño del ensamble homogéneo estudiado en el capítulo anterior presenta el problema de tener valores altos en el factor pico de potencia. Con el objeto de superar este problema, se diseñaron los ensambles heterogéneos: MOX-UE, CORAIL, y MOX estándar. En estos diseños de ensambles se cubren diferentes tipos de posibilidades en el contenido de uranio, desde el uranio de colas de enriquecimiento hasta el uranio enriquecido.

Con el objeto de incrementar el consumo de transuránicos y plutonio en particular, para un primer reciclado, utilizando ensambles de óxidos mixtos y transuránicos, es conveniente utilizar el ensamble MOX-UE III. Con el objeto de incrementar el consumo de actínidos menores conviene utilizar el ensamble CORAIL. Sin embargo, los diferentes diseños de ensambles propuestos no presentan una gran diferencia en el consumo de la cantidad de transuránicos (plutonio y actínidos menores).

Respecto a la producción y destrucción de cada isótopo, el ensamble CORAIL es un productor de casi todos los actínidos, excepto los isótopos: ^{235}U , ^{238}U y ^{241}Am ; mientras que los ensambles MOX estándar y MOX-UE son productores de los siguientes isótopos: ^{238}Pu , ^{242}Pu , ^{243}Am y ^{244}Cm . El ensamble MOX estándar consume muy poco el isótopo ^{241}Pu , mientras que el ensamble MOX-UE produce este isótopo.

Respecto a la radiotoxicidad, en el periodo comprendido entre unos cuantos cientos de años hasta cien mil años a partir de la descarga del combustible gastado en el repositorio, la radiotoxicidad de los ensambles heterogéneos del primer reciclado: MOX estándar, MOX-UE, y CORAIL, es menor que la radiotoxicidad del Ciclo Directo. Además, la radiotoxicidad de todos los tres tipos de ensambles heterogéneos es prácticamente la misma. Por consiguiente, con el fin de disminuir la radiotoxicidad del combustible gastado conviene utilizar cualquier tipo de ensamble heterogéneo.

El ahorro de uranio natural sí es influenciado por el tipo de diseño de ensamble empleado; por ejemplo, para el ensamble MOX estándar y CORAIL, se presentan ahorros de uranio natural del 7.2% y 7.1% respectivamente, mientras que para el ensamble MOX-UE III, se presentan ahorros del 3.6%. Los ensambles que más contribuyen al ahorro de uranio natural son los ensambles MOX estándar y CORAIL.

Por consiguiente, tomando en cuenta el rendimiento de los ensambles analizados en la reducción de la radiotoxicidad, la reducción TRU, reducción del Pu, la reducción de los AM, y el ahorro de uranio, los ensambles MOX estándar y CORAIL son los más convenientes para emplear en el reciclado de los actínidos.

La utilización de actínidos menores como venenos consumibles se estudió también en este capítulo. Para este fin, se utilizó el ensamble MOX estándar con concentraciones distintas de actínidos menores. Los resultados mostraron que la utilización de AM como venenos consumibles reduce el exceso de reactividad inicial; por consiguiente, los AM podrían ser utilizados para extender los ciclos de irradiación. Sin embargo, la concentración alta de actínidos menores y plutonio físil conduce a coeficientes de reactividad de vacíos positivos, lo cual limita la cantidad de actínidos menores que puede ser cargada en el combustible.

Referencias

1. Giles Youinuo and Alfredo Vasile, Plutonium Multirecycling in Standard PWRs Loaded with Evolutionary Fuels, *Nuclear Science and Engineering*, 151, 25-45, 2005.
2. Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development, *Plutonium Management in the Medium Term, A Review by the OECD/NEA Working Party on the Physics of Plutonium Fuels and Innovative Fuel Cycles (WPPR)*, ISBN 92-64-02151-5, NEA, Paris, France, 2003.
3. John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta, *Introduction to Nuclear Engineering*, Prentice Hall, New Jersey, USA, 2001.

Capítulo 5

Optimización para el Diseño Radial de Ensamblés

5.1 Introducción

El diseño del ensamble de combustible en reactores tipo BWR es una de las etapas esenciales en la administración de combustible. Esto incluye, entre otras actividades, el diseño radial y axial del combustible, y el diseño del patrón de recarga de combustible en el núcleo. Cada una de estas actividades incluye resolver un problema de optimización de tipo combinatorio sujeto a restricciones. Las tres actividades no son independientes, sino están estrechamente relacionadas entre sí, y van dirigidas a optimizar la economía (aprovechamiento del combustible), a facilitar la operación (requerimientos de reactividad con y sin barra de control) y a satisfacer los requerimientos de seguridad del reactor (límites térmicos y de margen de parada). Sin embargo, realizar una optimización integral considerando todas las etapas, antes mencionadas, es algo que todavía no es posible llevar a cabo en un solo paso. En esta tesis, el alcance de la técnica de optimización de Búsqueda Tabú se limita a considerar el diseño radial del ensamble combustible de manera independiente de las otras actividades.

Ciertas aplicaciones de la Búsqueda Tabú (TS, por sus siglas en inglés: *Tabu Search*) ya se han realizado: aplicación al diseño de recargas para reactores de agua a presión [1], y combinación con un método de perturbación lineal para reactores BWR [2]. Además, la Búsqueda Tabú se ha usado con éxito en diseño de combustibles estándares tipo BWR [3, 4, 5].

En esta tesis se utilizó la Búsqueda Tabú para tratar de minimizar la concentración de los elementos transuránicos de los ensambles de combustible y el factor pico de potencia, PPF. La razón por la cual se eligió la técnica TS, para la solución de este problema de optimización, es que este método se ha utilizado con éxito en el diseño y optimización radial de celas de combustible, y tiene la característica de que cuando visita un mínimo local, trata de “escaparse” de esta región, para visitar otras regiones del espacio de búsqueda, con la esperanza de encontrar una mejor solución.

5.2 Metodología

En esta parte se presenta la aplicación de la técnica TS a la optimización de la distribución radial de las diferentes composiciones de combustible de un ensamble heterogéneo con elementos transuránicos, para reactores BWR. En el desarrollo, el

proceso de optimización TS se ligó al simulador HELIOS, el cual es un código de transporte de simulación neutrónica de ensambles de combustible.

Se busca la distribución radial óptima de barras de combustible, con diferentes contenidos de elementos transuránicos, en el ensamble heterogéneo estándar. Para ello es necesario definir: la representación de la solución, la función objetivo y la implementación del proceso de optimización TS específico a la solución del problema.

Para poder calcular los parámetros que intervienen en la función objetivo (también, llamada función de costo), el proceso de optimización TS está ligado al código HELIOS. Es claro que para la evaluación de un ensamble de combustible deben realizarse cálculos a diferentes pasos de irradiación para evaluar la evolución de la reactividad y el pico de potencia. Esta evaluación requiere de una considerable cantidad de tiempo, por lo que se utiliza una estrategia para reducir el tiempo de cálculo, sin afectar de manera apreciable la validez de la evaluación del ensamble y del proceso de optimización.

En este capítulo se presenta una breve descripción de la técnica de optimización TS; sin embargo, para una descripción completa de la Búsqueda Tabú consultar el Apéndice B. Se define cómo se representa a la solución y se describen las bases usadas para la formulación de la función de costo, la cual sirve para evaluar el desempeño de las soluciones. Además, se presenta la manera en que se aplicó la TS al problema específico de diseño de un ensamble combustible, que deberá cumplir con ciertas restricciones de reactividad y de pico de potencia.

5.2.1 Descripción de la Búsqueda Tabú

Es una técnica planteada inicialmente por Glover [6,7], que ha sido aplicada con diversas variantes a la solución de problemas de optimización complejos de tipo combinatorio. El procedimiento escapa de óptimos locales visitando otras regiones del espacio de búsqueda con la esperanza de encontrar mejores soluciones. Se trata de un procedimiento heurístico iterativo que se puede resumir como sigue:

El problema a considerar es el de minimizar $f(x)$, x en X , donde f es una función de costo (o función objetivo) y X es un conjunto de *soluciones factibles*. A partir de una solución factible *actual* x , se realizan modificaciones simples para buscar una solución con mínimo costo (global). Para ello se define un conjunto M de *movimientos* que ayudan a investigar soluciones vecinas: $x'=m(x)$, m en M , indica que m transforma x en x' . Para cada solución factible x , el vecindario $N(x)$ es el conjunto de todas las soluciones *factibles* obtenidas a partir de x mediante un simple movimiento m en M . Cuando $N(x)$ es grande, en cada paso del proceso iterativo, se investiga un subconjunto V^* de $N(x)$, y el movimiento se realiza de x a la mejor solución x^* en V^* , sea o no $f(x^*)$ mejor que $f(x)$.

El hecho de aceptar un movimiento que lleva a una solución peor, permite escapar de mínimos locales de f . Para evitar el oscilar sobre un espacio de solución reducido, cualquier movimiento que regrese a un mínimo local visitado recientemente es tabú (prohibido). Esto se lleva a cabo mediante una función de memoria corta en un conjunto T , llamada lista tabú de recientes de longitud t . Un movimiento será tabú durante t iteraciones. La lista es una cola, en la que el opuesto del movimiento de x a x' se

incorpora al final de T y el más viejo en la lista se quita de la lista. También se puede incorporar un mecanismo de diversificación que lleva a buscar soluciones no exploradas. Esto se lleva a cabo mediante una función de memoria larga contabilizando la frecuencia con la que se realiza un cierto movimiento; lista tabú de frecuencia. Un movimiento será tabú si su frecuencia excede un valor máximo de frecuencia, valor adaptado dinámicamente cuando las iteraciones aumentan. Para evitar que estas listas tabú prohíban movimientos interesantes, se aplica el criterio de aspiración para cancelar el estatus de tabú cuando el movimiento sea útil.

El número de movimientos en cada iteración puede ser fijo o variable, en este último caso se detienen los movimientos cuando se encuentra una solución que supere ya sea a la *mejor solución* encontrada hasta el momento o a la *solución actual*. El proceso iterativo se detiene cuando se encuentra una función de costo menor que un valor f^* , o cuando se han investigado un cierto número de soluciones, o cuando se alcanza un número determinado de iteraciones.

La función de costo debe dar información completa y real del desempeño de las soluciones evaluadas. Se lleva un registro con la función de costo y los parámetros de evaluación de la *mejor solución* encontrada y de la *solución actual* de cada iteración.

Obviamente no se puede asegurar que después de este proceso se haya obtenido la mejor solución en términos absolutos pues no se investigan todas las soluciones factibles, simplemente se llega a la *mejor solución* (no necesariamente la solución óptima) del proceso de búsqueda aplicado.

5.2.2 Representación de una solución factible

Los ensambles combustibles BWR son arreglos de 8x8, 9x9, 10x10, barras de combustible y algunas zonas de agua. El proceso se aplicó a un ensamble utilizado en los reactores de la Central Nuclear Laguna Verde. Se trata de un arreglo de 10x10 barras de combustible con dos zonas de agua y simetría diagonal. El combustible se encuentra en forma de óxido de uranio (UO_2) mezclado con óxidos de elementos transuránicos ($TRUO_2$).

En la simulación del ensamble con HELIOS, las barras de combustible, las regiones de agua, el canal envolvente y la barra de control cruciforme se representan explícitamente en el espacio de dos-dimensiones. En HELIOS, esta celda puede ser representada usando simetría diagonal con 51 posiciones de barras combustible, como se esquematiza en la Figura 5.1.

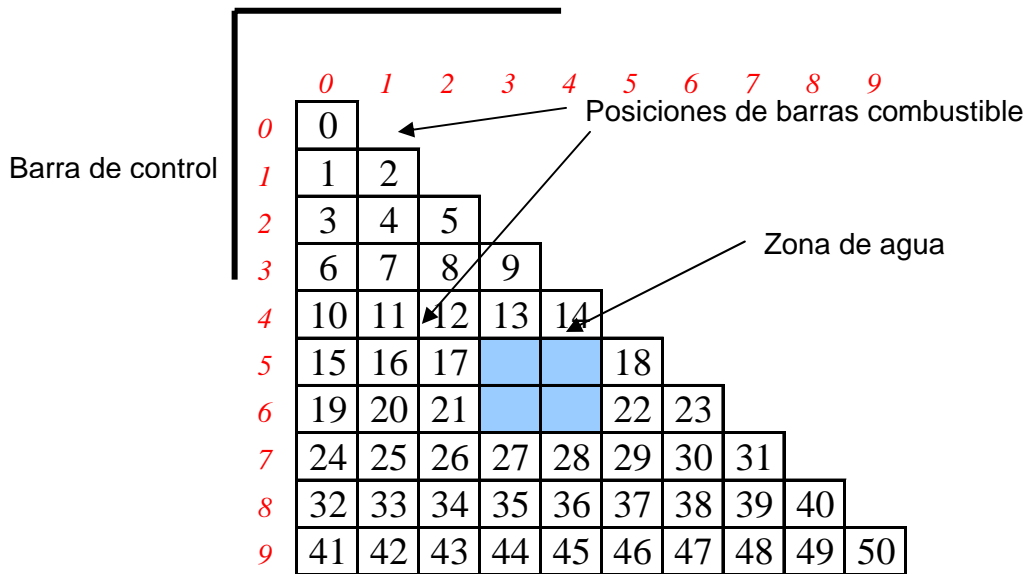


Figura 5.1. Representación esquemática del ensamble combustible en HELIOS

Los datos que se hacen variar en el proceso de optimización es el contenido de la concentración transuránica $\left(\frac{TRU}{TRU + U}\right)$ de las diferentes barras de combustible. Para ello se definen las *composiciones* de combustible caracterizadas por los porcentajes de concentración transuránica en el combustible. HELIOS requiere dentro de sus datos, un arreglo bidimensional indicando la composición del combustible localizado en cada una de las posiciones (de barras) dentro del ensamble. En los diseños de ensambles heterogéneos se tienen 6 diferentes composiciones de combustible distribuidas en las 51 posiciones en el ensamble.

Con el objeto de utilizar la terminología empleada en la técnica de Búsqueda Tabú, en lugar de hablar de una distribución de enriquecimientos, hablaremos de una *solución x*, la cual va a ser representada por el arreglo bidimensional de composiciones y posiciones. El conjunto de soluciones *viabiles* (sin ninguna restricción de acomodo) reúne a todos los arreglos bidimensionales que se pueden formar a partir de todas las combinaciones posibles de acomodo de las composiciones (disponibles) en las diferentes posiciones. En el caso de disponer de 6 diferentes composiciones, dado que se tienen 51 posiciones, el número de soluciones viabiles es 6^{51} . Sin embargo, el número de soluciones candidatas a ser investigadas disminuye cuando se aplican algunas reglas heurísticas de acomodo, las cuales reducen el número de combinaciones posibles, como se verá más adelante. Al conjunto de soluciones viabiles que satisfacen esas reglas heurísticas, se le considera como el conjunto de soluciones candidatas. De todas esas soluciones candidatas, algunas de ellas cumplirán con las restricciones de reactividad y de pico de potencia, las cuales forman el conjunto de soluciones factibles. Para determinar si una solución es factible o no, se tiene que realizar la simulación con HELIOS y obtener los parámetros de reactividad y de potencia de la solución investigada. La representación de una solución factible es también un arreglo bidimensional de composición y posición.

5.2.3 Modelo matemático de la función de costo

Son varios los parámetros que influyen en el diseño de la distribución radial de la concentración transuránica en un ensamble de combustible para BWR; sin embargo, en el presente estudio, se considera una función objetivo que incluye lo indispensable para probar la aplicación de la técnica de búsqueda tabú a la solución del problema.

En general cuando se calcula el banco de datos nucleares de una celda (sección axial de ensamble) de combustible, se realizan simulaciones neutrónicas a diferentes pasos de irradiación, desde 0 MWd/T hasta 48000 MWd/T. Los pasos de irradiación son seleccionados de tal manera de no perder precisión en los resultados. Por lo general se requieren muchos puntos en toda la región. Sin embargo, esto requiere de mucho tiempo de cálculo, por lo que se seleccionaron algunos puntos que sean suficientes para describir la forma de la curva de *k*-infinita (factor de multiplicación infinito directamente relacionado con la reactividad) en función de la exposición. Por consiguiente, la *función de costo* llamada también *función objetivo* fue formulada para buscar la *solución x* con:

- a) La máxima reducción de contenido transuránico.
- b) Que no exceda, a 0 MWd/T, el PPF impuesto como límite máximo (PPF_{max}), y que busque minimizarlo.
- c) La mejor aproximación a ciertos valores deseados (*targets*) de *k*-infinita, a diferentes exposiciones desde 0 MWd/T hasta 48000 MWd/T.

Para cumplir el inciso c, la función objetivo minimiza la suma de la desviación cuadrática, a diferentes pasos de irradiación *i*, entre la *k*-infinita de la solución *x*, ($k_{inf,i}(x)$) y el valor de *k*-infinita *target* ($k_{inf target,i}(x)$). Esto queda expresado en la ecuación siguiente como la suma de la desviación cuadrática de *k*-infinita, *squared k-deviation*:

$$squared\ k\ deviation = \sum_{i=1}^N (k_{inf,i}(x) - k_{inf target,i}(x))^2 \quad (5.1)$$

La ecuación (5.1) puede ser partida en dos términos: el primero para el paso *i* = 0 MWd/T y el otro para los pasos *i* = 1 a N, donde N corresponde al último punto de exposición que se evalúa (en este caso N=5 y está asociado a 48000 MWd/T). Esta partición permite la utilización de una estrategia para reducir tiempo de cálculo.

Las restricciones fueron incluidas en la función objetivo, para poder dirigir la búsqueda hacia las soluciones factibles de mayor reducción transuránica. La función objetivo queda representada matemáticamente en la ecuación (5.2).

$$\begin{aligned}
f(x) = & \sum_{j=1}^{\text{transuránicos}} \left(\frac{n_{j,EOC} - n_{j,BOC}}{n_{j,BOC}} \right) \cdot w_1 \\
& + (k_{\text{inf } 0}(x) - k_{\text{inf target } 0}(x))^2 \cdot w_2 \\
& + (PPF_0(x) - PPF_{\text{max}}(x)) \cdot w_3 \\
& + \sum_{i=1}^N (k_{\text{inf } i}(x) - k_{\text{inf target } i}(x))^2 \cdot w_4
\end{aligned} \tag{5.2}$$

Donde:

$f(x)$	es la función objetivo a ser minimizada.
x	es el arreglo bidimensional de tipos de combustible asociados a posiciones en el ensamble.
$n_{j,BOC}$	es la densidad del número de átomos expresada en átomos/barn-cm de los isótopos transuránicos ($j = {}^{237}\text{Np}, {}^{238}\text{Pu}, {}^{239}\text{Pu}, {}^{240}\text{Pu}, {}^{241}\text{Pu}, {}^{242}\text{Pu}, {}^{241}\text{Am}, {}^{243}\text{Am}, {}^{244}\text{Cm}$) en condiciones BOC (inicio del ciclo de irradiación).
$n_{j,EOC}$	es la densidad del número de átomos expresada en átomos/barn-cm de los isótopos transuránicos en condiciones EOC (fin del ciclo de irradiación de 48000 MWd/tHM).
$k_{\text{inf } 0}(x)$	k_{inf} a 0MWd/t, para la solución x .
$k_{\text{inf } i}(x)$	k_{inf} en el paso de irradiación i , para la solución x .
$k_{\text{inf target } 0}$	$k_{\text{inf target}}$, a 0MWd/t, para la solución x .
$k_{\text{inf target } i}$	$k_{\text{inf target}}$, en el paso de irradiación i , para la solución x .
$PPF_0(x)$	es el PPF local, a 0MWd/t, para la solución x .
PPF_{max}	es el límite del PPF local a 0MWd/t.
i	es el paso de irradiación o exposición.
N	es le número total de pasos de irradiación.
w_1 a w_4	son los factores de peso definidos por el usuario para dar preferencia a los diferentes parámetros de la función objetivo. Los factores peso w_1 a w_4 son positivos.

$n_{j,BOC}, n_{j,EOC}, k_{\text{inf } 0}(x), k_{\text{inf } i}(x)$ y $PPF_0(x)$ se obtienen ejecutando el código HELIOS.

5.2.4 Aplicación específica al diseño radial de un combustible

En este análisis se consideraron 6 diferentes composiciones de combustible, los cuales ya se han utilizado en el ensamble de combustible heterogéneo estándar, ver sección 4.2.1. En la Tabla 5.1 se muestran las composiciones de estos combustibles.

Tabla 5.1. Concentraciones transuránicas en el combustible

TIPO	TRUO ₂₋₁	TRUO ₂₋₂	TRUO ₂₋₃	TRUO ₂₋₄	TRUO ₂₋₅	TRUO ₂₋₆
Concentración transuránica en % $\left(\frac{TRU}{TRU + U} \right)$	5.3	11.9	12.0	13.0	14.5	16.2

TS se basa en realizar movimientos simples que permiten pasar de una solución a otra. En la implementación de la TS para el diseño radial del ensamble combustible se definieron dos tipos diferentes de movimiento. Uno de ellos dirigido a cambiar la composición del combustible de una barra, generando principalmente una variación en el contenido transuránico promedio del ensamble. El otro dirigido a intercambiar de posición dos composiciones, para modificar principalmente la distribución de composiciones dentro de las diferentes posiciones.

1. Movimiento 1: Se seleccionan aleatoriamente una posición y un tipo de combustible que se colocará en ella.
2. Movimiento 2: Se seleccionan aleatoriamente dos posiciones y se intercambia el tipo de combustible que contienen.

El movimiento se repite hasta que realmente se produzca un cambio en la solución creada. Por ejemplo cuando se realiza un movimiento 2, y las posiciones seleccionadas contienen el mismo tipo de combustible, se repite el movimiento hasta encontrar posiciones conteniendo diferente combustible.

Con el objeto de acelerar y simplificar el proceso de búsqueda, algunas reglas heurísticas pueden ser aplicadas en la implementación de la TS. En este análisis solamente dos reglas fueron aplicadas y son las siguientes:

1. El combustible de menor contenido transuránico (TRUO₂₋₁) se utiliza únicamente en las posiciones esquina: (0,0), (0,9) y (9,9).
2. Las posiciones ocupadas por agua son fijas.

Estas reglas pueden ser consideradas como restricciones de acomodo o de movimiento. Para satisfacer las reglas (1 y 2), simplemente en la programación de los movimientos se excluyen las posiciones indicadas.

La observación de esas dos restricciones de acomodo, implica que existen 44 posiciones que pueden llenarse con 5 diferentes composiciones de combustible. El número total de combinaciones resultante se puede calcular como 5^{44} .

Tomando en cuenta la condición de simetría diagonal y las dos reglas heurísticas mencionadas, este número de combinaciones representa el número total de soluciones candidatas que tendrían que ser investigadas si se realizase una búsqueda exhaustiva. Cabe mencionar que no se impone ninguna restricción en el acomodo del combustible relacionada con satisfacer las restricciones sobre k-infinita y PPF. Es la función objetivo la que descalificará los diseños que no satisfacen estas restricciones.

5.2.5 Estrategia para reducir tiempo de cálculo

Dado el número tan grande de soluciones candidatas y el tiempo de cálculo para poder evaluar el desempeño de cada solución investigada, se utiliza una estrategia para reducir el tiempo de cálculo invertido por el proceso de búsqueda, sin por ello reducir la precisión de los resultados. La estrategia consiste en evitar que se realicen evaluaciones completas de soluciones candidatas a 0 MWd/T cuentan con valores de k-infinita y PPF inaceptables. La estrategia consiste en:

1. Definir dos clases de evaluación: la evaluación parcial (únicamente a 0 MWd/T) y la evaluación completa (a diferentes pasos de exposición desde 0 hasta 48000 MWd/T).
2. Definir el valor PPF_{good} que sirva como valor límite superior para activar la evaluación completa de una solución candidata que ha sido evaluada en forma parcial.
3. Definir el valor $k_{deviation\ good}$ que sirva como intervalo máximo de desviación de k-infinita. $k_{deviation}(x)$, definida en la ecuación (5.3), utilizada para activar la evaluación completa de una solución candidata que ha sido evaluada en forma parcial.

$$k_{deviation}(x) = \frac{|k_{inf\ 0}(x) - k_{inf\ target\ 0}(x)|}{k_{inf\ target\ 0}(x)} \quad (5.3)$$

4. Realizar la evaluación parcial de cada solución candidata x , obtener los parámetros $k_{inf\ 0}(x)$ y $PPF_0(x)$ y preguntar:

Si: $PPF_0 < PPF_{good}$ y $k_{deviation} < k_{deviation\ good}$,

5. Verdadero, entonces x sí es aceptada, por lo que sí se evalúa en forma completa.
6. Falso, entonces x no es aceptada, por lo que no se evalúa en forma completa y una solución candidata nueva deberá crearse.

En la Figura 5.2 se muestra un diagrama de bloques que esquematiza la implementación de la TS considerando esta estrategia. Únicamente con el objeto de simplificar el diagrama de la Figura 5.2, se utilizó la letra R para indicar que se regresa al punto en el cual se hace un movimiento sobre la solución actual para crear una nueva solución candidata.

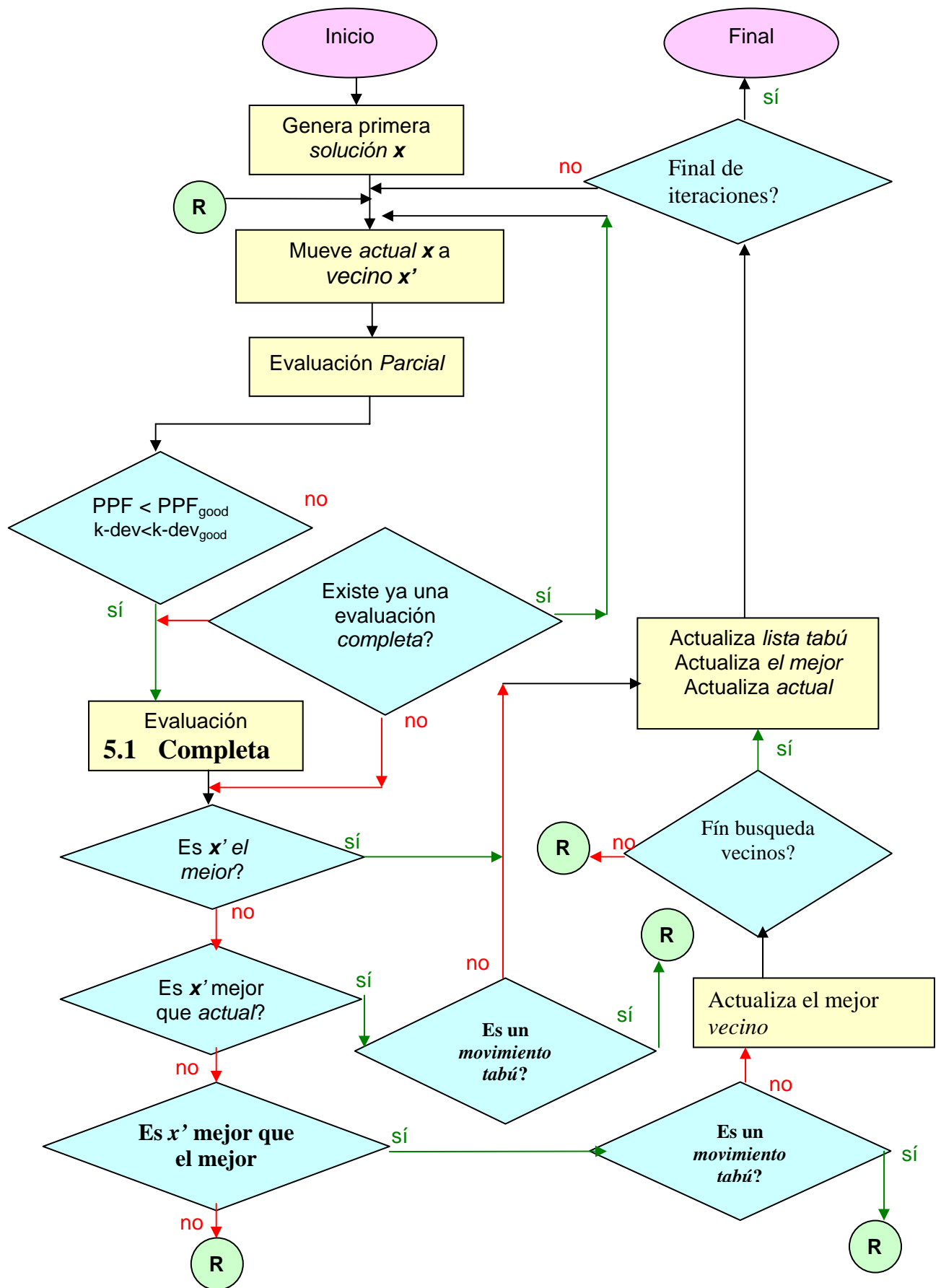


Figura 5.2. Diagrama de flujo

Las condiciones de cálculo seleccionadas para la simulación con HELIOS son: sin barra de control, 40 % de vacíos, 793 °K de temperatura de combustible y 560 °K de temperatura de moderador. En la Tabla 5.2 se presentan los valores objetivo (*target*) de k-infinita en función de la exposición del combustible.

Tabla 5.2. K-infinita target en función de la exposición

Paso de Exposición	1	2	3	4	5
MWd/T	0*	10000	20000	30000	48000
K-infinita	1.13942	1.08864	1.05852	1.03018	0.98303

*Sin Xenón

La Tabla 5.3 muestra el límite máximo PPF_{max} , impuesto como restricción a 0 MWd/T (sin Xenón). Los límites superiores PPF_{good} y $k\text{-deviation}_{good}$, utilizados para activar la evaluación completa, también se muestran en la Tabla 5.3.

Tabla 5.3. Límites preestablecidos a 0 MWd/T

PPF_{max}	1.450
PPF_{good}	1.470

La primera solución candidata puede generarse de manera completamente aleatoria o puede ser diseñada utilizando la experiencia del analista (un diseño preliminar de ensamblajes se presentó en la sección 4.3). Se observó que esta segunda opción disminuye apreciablemente el tiempo requerido para llegar a soluciones que satisfagan todas las restricciones. El número de movimientos en cada iteración, el tamaño de la lista tabú, y el máximo número de iteraciones son características de la TS. En la tabla 5.4 se presentan las características de la búsqueda tabú que se utilizaron.

Tabla 5.4. Características de la búsqueda tabú

Máximo numero de movimientos en cada iteración (tamaño del vecindario)	30
Máximo numero de iteraciones	100
Tamaño de la lista tabú	10

En el diagrama de la Figura 5.2 se puede apreciar que en el algoritmo de optimización, el número de movimientos en cada iteración es variable. Cuando la función objetivo de la solución candidata mejora a la de la solución actual y el movimiento no es tabú, o mejora a la de la mejor solución obtenida anteriormente, se guarda esa solución y se pasa a la siguiente iteración, independientemente de que se lleven menos de 30 movimientos.

5.3 Resultados y discusión

La Tabla 5.5 compara los resultados obtenidos para la mejor solución y la solución de partida, para los valores de k_{inf} y el factor pico de potencia (PPF) a 0 MWd/tHM, la concentración transuránica $\left(\frac{TRU}{TRU + U} * 100\right)$. La primera evaluación completa fue la número 90 y la última la número 1556. Se tomaron un total de 200 iteraciones. La mejor solución ocurrió en la evaluación 903.

Tabla 5.5. Resultados para la mejor solución

	k-inf a 0 MWd/T	PPF a 0 MWd/T	Suma de <i>squared k-deviation</i> *	Concentración transuránica (%) inicial a 0 MWd/tHM
Solución de partida	1.13967	1.4832	-	13.9
Mejor solución	1.14399	1.4536	0.1498x10 ⁻⁴	14.3

* Para el cálculo de la suma de *squared k-deviation* se tomó como *k-inf target*, la correspondiente a la solución de partida.

La configuración del contenido transuránico para las barras de combustible correspondiente a la mejor solución obtenida con la Búsqueda Tabú se muestra en la Figura 5.3. En esta figura se muestra la concentración transuránica expresada en por ciento en cada barra de combustible, donde se tiene un promedio para todo el ensambles de 14.3%.

5.3									
12.0	14.5								
16.2	16.2	14.5							
16.2	16.2	14.5	13.0						
16.2	14.5	14.5	13.0	13.0					
16.2	14.5	14.5	W	W	13.0				
14.5	16.2	13.0	W	W	13.0	13.0			
16.2	16.2	16.2	14.5	14.5	14.5	13.0	12.0		
11.9	16.2	16.2	16.2	16.2	13.0	14.5	16.2	14.5	
5.3	11.9	16.2	16.2	16.2	16.2	14.5	13.0	13.0	5.3

Figura 5.3. Configuración de la concentración transuránica en cada barra de combustible

La Figura 5.4 muestra la evolución de la función objetivo para la solución *candidata* y la solución *mejor*. Se aprecia una buena convergencia.

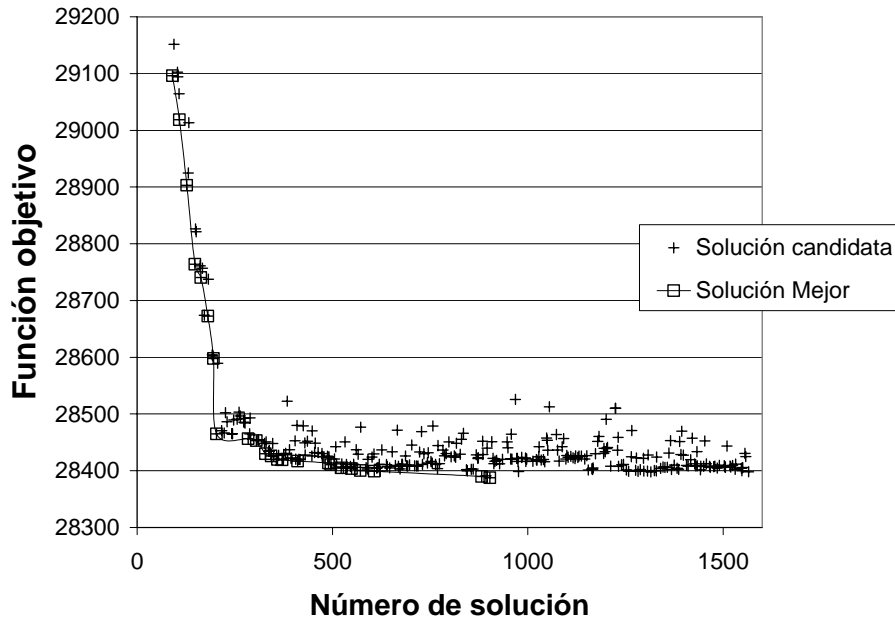


Figura 5.4. Evolución de la función objetivo

En las Figuras 5.5 a 5.8 se graficó la diferencia relativa entre la concentración final e inicial del Np, Pu, TRU y Am como una función de la solución *candidata* y la solución *mejor*. Se observa que las diferencias en las concentraciones oscilan con un aumento muy despreciable en el contenido del Np, Pu, TRU y AM. Esto implica que la disminución en el contenido transuránico es poco sensible al acomodo de barras de combustible. El hecho de tener un aumento en el contenido de los actínidos es debido a que en la función objetivo intervienen varios parámetros, a parte del contenido de los actínidos, como es el factor pico de potencia.

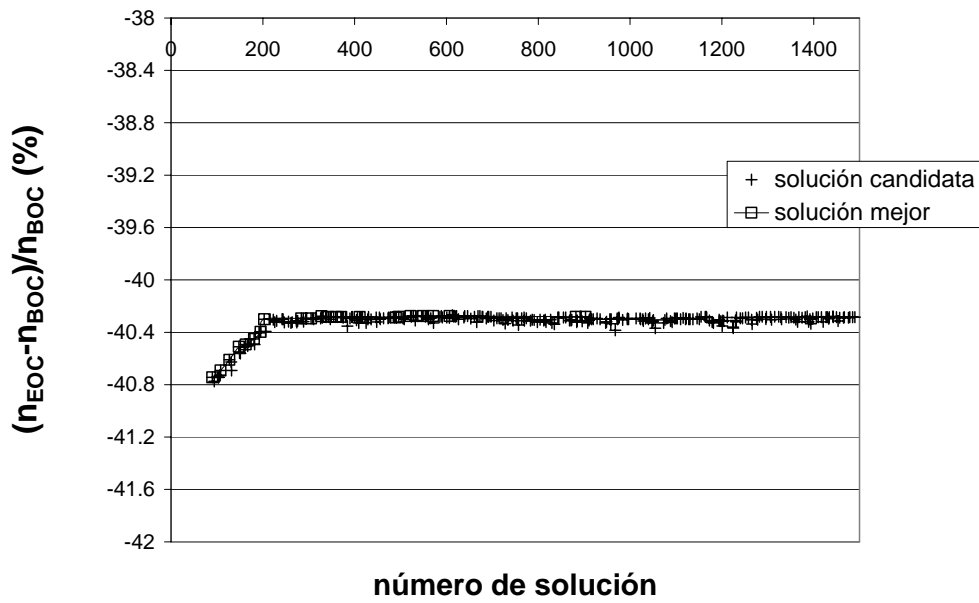


Figura 5.5. Diferencia relativa en la concentración del Np

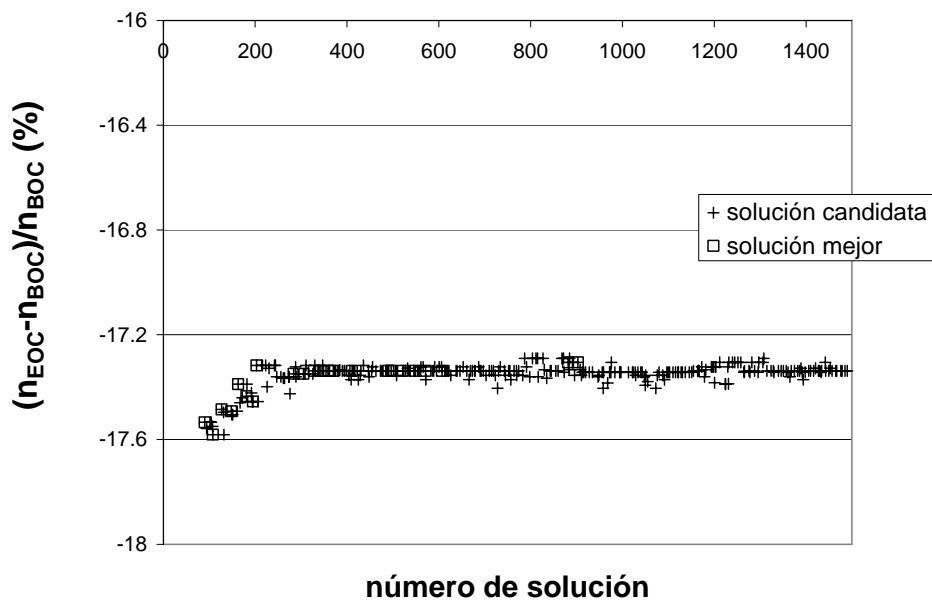


Figura 5.6. Diferencia relativa en la concentración del Pu

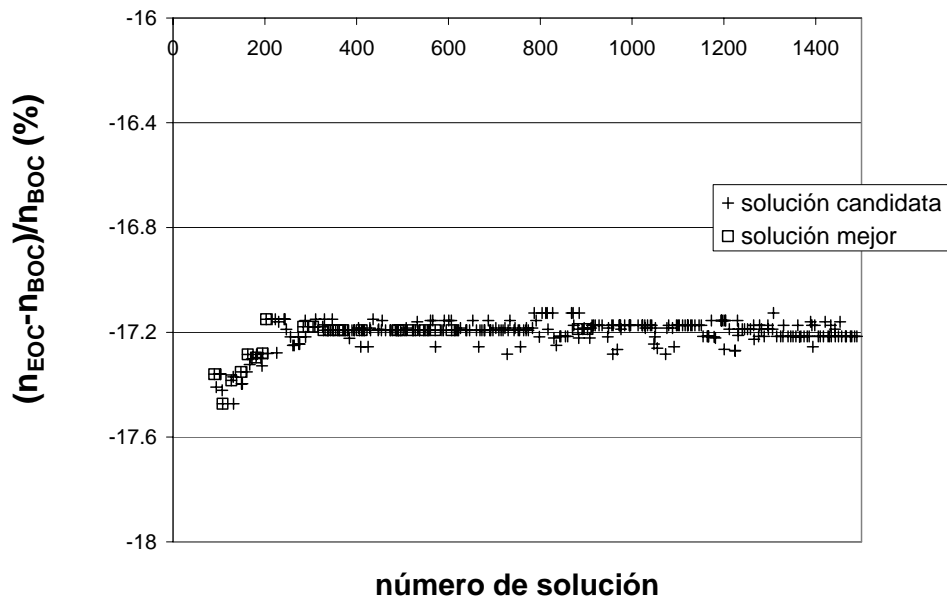


Figura 5.7. Diferencia relativa en la concentración TRU

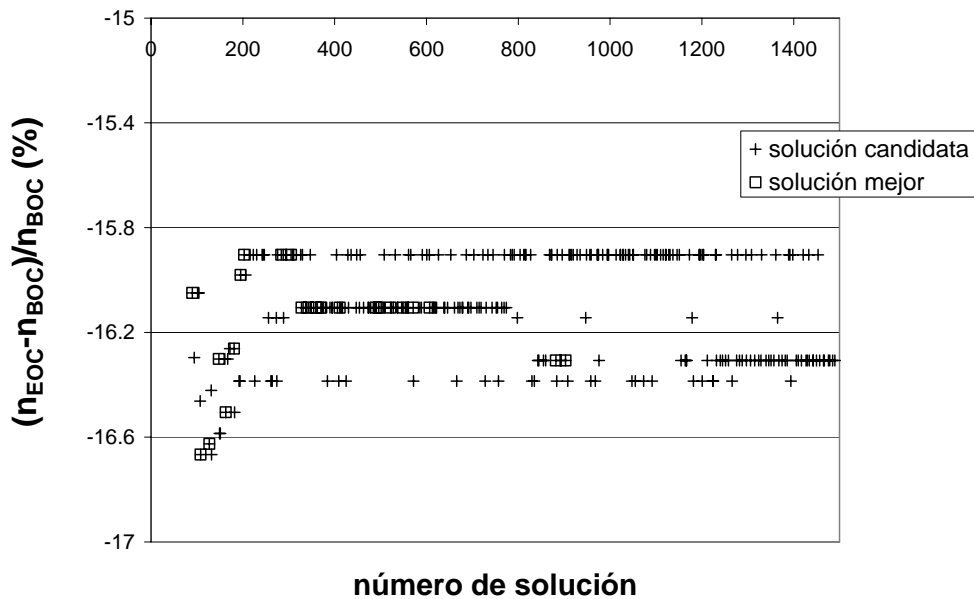


Figura 5.8. Diferencia relativa en la concentración de Actínidos Menores

La evolución de k -infinita evaluada a 0 MWd/t se muestra en la Figura 5.9. Se muestran los valores para la solución *mejor* y para la solución *actual*. Se observa que el valor de k_{inf} se acerca a un valor constante de 1.144, el cual discrepa del valor *target* (1.1394) con una diferencia de 500 pcm.

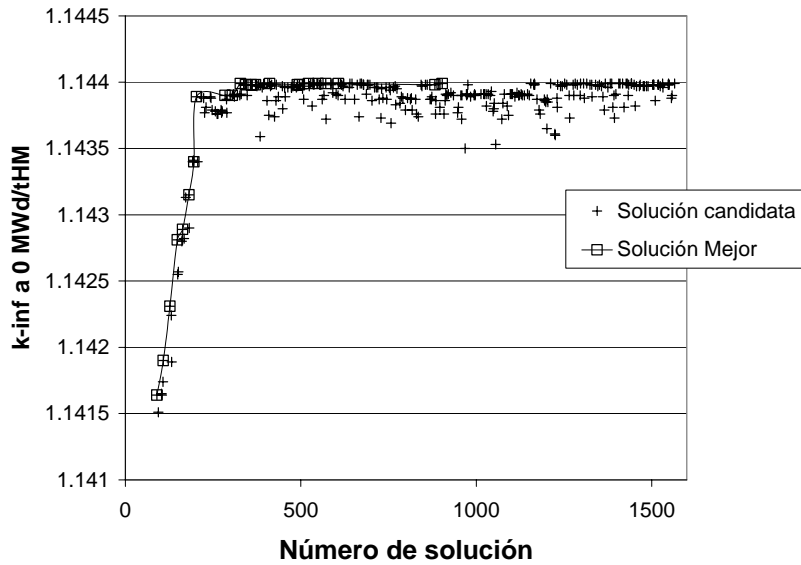


Figura 5.9. Evolución de k-inf a 0 MWd/tHM

La Figura 5.10 presenta los resultados del PPF evaluado a 0 MWd/t para la solución *mejor* y la solución *actual*. Se observa que este parámetro disminuye de 1.468 a 1.452.

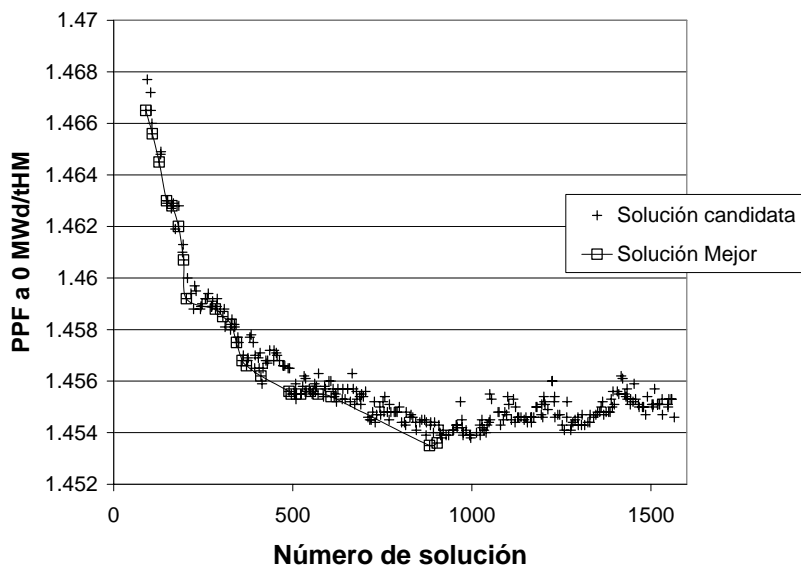


Figura 5.10. Evolución del PPF a 0 MWd/tHM

La Figura 5.11 muestra la evolución de la suma de la desviación cuadrática de k-infinita para la solución *mejor* y la solución *actual*. Se observa un aumento en la desviación cuadrática de k_{inf} ; de 4×10^{-5} a 15×10^{-5} .

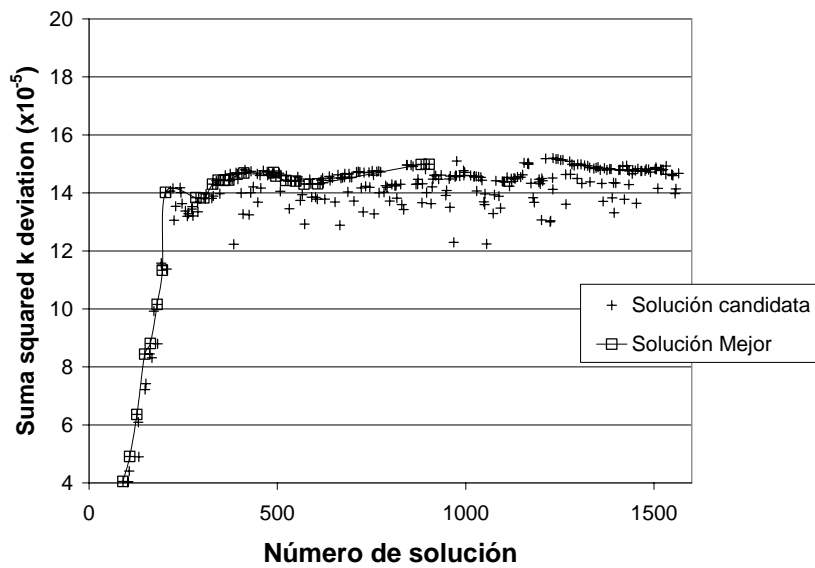


Figura 5.11. Evolución de la desviación de k-inf

5.4 Conclusiones

En este capítulo se presentó la utilización de la aplicación de la técnica TS a la optimización radial de ensambles combustibles para BWR. La primera conclusión es que la técnica TS sí es aplicable a la solución de este problema de optimización. En el desarrollo, se ligó la TS al simulador HELIOS, código previamente validado para el cálculo de celdas de combustible nuclear BWR. Se construyó una función objetivo completa, ya que incluye aspectos de reactividad y de generación de potencia, dando resultados favorables para optimizar la utilización del combustible.

La estrategia diseñada para reducir tiempo de cálculo, evitando la evaluación de soluciones inadecuadas y evitando realizar la evaluación en forma completa de aquellas soluciones que en la evaluación parcial muestran resultados lejanos a los establecidos como restricciones, resultó sumamente útil.

La reducción en la concentración transuránica no presentó mejoras significativas. Esto se debe a que la reducción en la concentración transuránica depende muy poco del acomodo de las barras de combustible y depende principalmente de los parámetros nucleares: espectro de neutrones y exceso de neutrones.

Con respecto al PPF se logró una ligera mejoría, debido a que la solución de partida presentaba un valor adecuado del PPF.

Referencias

1. Ben Hmaida, I.A. and Carter, J.N. and De Oliveira, C.R.E. and Goddard, A.J.H. and Parks, G.T., "Nuclear In-Core Fuel Management Optimization Using Tabu Search Method". *Proceedings of Mathematics and Computation Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications*, Madrid, Spain, pp. 1658-1666, 1999.
2. Jagawa Suetsugu, Yoshii Takashi, Fukao Akihiro, "Boiling Water Reactor Loading Pattern Optimization Using Simple Linear Perturbation and Modified Tabu Search Methods", *Nuclear Science and Engineering*, 138, 67-77, 2001.
3. C. Martín del Campo, J.L. François J.L., L.B. Morales, "Boiling water reactor fuel assembly axial design optimization using Tabu Search", *Nuclear Science and Engineering*, 142, 107, 2002.
4. J. L. François, C. Martín del Campo, R. Francisco, L.B. Morales, "A Practical Optimization Procedure for Radial BWR Fuel Lattice Design Using Tabu Search with a Multiobjective Function," *Annals of Nuclear Energy*, 30 (12), 1213, 2003.
5. Alejandro Castillo, Gustavo Alonso, Luis B. Morales, Cecilia Martín del Campo, J. L. François y Edmundo del Valle, "BWR Fuel Reloads Design Using a Tabu Search Technique," *Annals of Nuclear Energy*, 31 (2), 151, 2004.
6. F. Glover, H.J. Greeberg, "New Approaches for Heuristic Search: A Bilateral Linkage With Artificial Intelligence". *European Journal of Operational Research 00*, EOR00065 North-Holland, 1988.
7. F. Glover, "Tabu search part I", *ORSA journal on Computing* 1, 190-206, 1989.

Capítulo 6

Diseño y Optimización del Ciclo en Equilibrio

6.1 Introducción

Para una mejor utilización del combustible, no es recomendable cambiar la totalidad de los ensambles, que conforman el núcleo del reactor, al término de cada ciclo de operación. Únicamente una fracción es reemplazada durante cada recarga. Esta fracción se llama lote. Además, la localización de los ensambles frescos y de los irradiados o quemados, varía de ciclo a ciclo, obteniendo de esta manera un patrón de recarga.

En este capítulo se presenta el diseño y optimización de un patrón de recarga que permite alcanzar un ciclo de equilibrio para reactores de agua en ebullición (BWR). El proceso está dividido en dos etapas: en el primero se diseñó un patrón de recarga con el que se alcanza un ciclo de equilibrio, utilizando ensambles cuyo combustible está compuesto de uranio procedente de las colas de enriquecimiento, plutonio y actínidos menores (neptunio, americio, curio), obtenidos del reciclado del combustible gastado de reactores tipo BWR. El patrón de recarga del ciclo de equilibrio se consiguió variando el contenido de plutonio en el ensamble del lote nuevo. El patrón de recarga diseñado, cuyos ensambles no contenían gadolinio, presentó márgenes de apagado prohibitivos; por lo tanto, con el objeto de tener un margen de apagado superior al $1\% \Delta k / k$, se aumentó el enriquecimiento del Boro-10 en las barras de control y se agregó gadolinio en algunas barras de combustible.

En la segunda etapa se analizó y utilizó un algoritmo matemático de optimización, basado en algoritmos genéticos, con el objeto de extender la longitud del ciclo de operación del patrón de recarga diseñado en la primera etapa. Los algoritmos genéticos se han utilizado con éxito en el diseño y optimización de patrones de recarga de combustible, tanto de reactores tipo PWR [1,2,3,4], como de reactores BWR [5,6]. Todos estos trabajos han contribuido al entendimiento de la aplicación de los algoritmos genéticos a los problemas de optimización.

El método de los algoritmos genéticos se usa para determinar la localización óptima de un conjunto fijo de ensambles de combustible, en las posiciones del núcleo del reactor. El algoritmo de optimización busca maximizar la energía del ciclo de operación del reactor, observando los límites de seguridad.

6.2 Lote de Recarga

En el reactor de la Central Nuclear Laguna Verde, únicamente una fracción del combustible es reemplazado por uno o más lotes de combustible frescos al final del ciclo de operación. Si cada lote de combustible permanece en el reactor por n ciclos,

entonces la fracción del reactor reemplazada en cada recarga es $1/n$. En promedio, el quemado recibido por cada lote de combustible durante cada ciclo es B_d/n , donde B_d es el quemado de descarga. Con el objeto de ilustrar la relación entre el ciclo de energía, el exceso de reactividad, el quemado de descarga y la fracción de combustible cargado, seguiremos el modelo desarrollado por L.E. Strawbridge [7]. En este modelo, el reactor es tratado como una región homogénea en el cual todos los ensambles de combustible están operando a la misma razón de absorción. Esta consideración es una aproximación buena en la mayoría de los reactores, puesto que el acomodo del combustible y barras de control son distribuidos para producir una rapidez de absorción o distribución de potencia uniforme. Esta consideración desacopla la dependencia espacial y permite aproximar el factor de multiplicación del reactor usando la siguiente relación algebraica:

$$k_{reactor} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n k_i \quad (6.1)$$

Donde n es el número de lotes, cada uno con el mismo número de ensambles, y k_i es el factor de multiplicación del lote i .

Además, suponiendo que el factor de multiplicación infinito del combustible es una función lineal del quemado para todos los ensambles, se tiene:

$$k_i(B) = k_0 - \alpha B_i \quad (6.2)$$

Donde k_0 es el factor de multiplicación inicial del combustible sin consumirse a plena potencia, y α es un coeficiente constante. Aun cuando esta suposición es una aproximación pobre para combustibles con uranio natural, es aceptable para combustibles con enriquecimientos de uranio arriba del 2.5% [7].

Si el factor de multiplicación infinito, sin barras de control, requerido para sostener una reacción en cadena al final del ciclo de operación es k_F , entonces el quemado de un ciclo, que es completamente cargado con combustibles frescos es:

$$B_1 = \frac{k_0 - k_F}{\alpha} \quad (6.3)$$

Donde B_1 es el quemado asociado con un solo ciclo cargado enteramente con combustibles frescos. Ahora consideramos el caso donde se usa el mismo combustible, pero se reemplaza únicamente la mitad de los ensambles al final de cada ciclo, de modo que cada lote de combustibles residen el reactor por dos ciclos. Al final de cada ciclo el factor de multiplicación del reactor se obtiene a través de la ecuación (6.1). Si B_2 es el quemado al final de cada ciclo, donde el factor de multiplicación del reactor es k_F , entonces

$$\begin{aligned} k_F &= \frac{k_0 - \alpha B_2}{2} + \frac{k_0 - 2\alpha B_2}{2} \\ &= k_0 - \frac{3\alpha B_2}{2} \end{aligned} \quad (6.4)$$

y

$$B_2 = \frac{2(k_0 - k_F)}{3\alpha} = \frac{2}{3}B_1 \quad (6.5)$$

Si se extiende el método anterior a la situación donde cada lote de combustible permanecen el reactor por n ciclos y reemplazamos $1/n$ de los ensambles en cada recarga, entonces

$$k_F = k_0 - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n i\alpha B_n = k_0 - \left(\frac{n+1}{2}\right)\alpha B_n \quad (6.6)$$

En este caso el quemado de ciclo B_n , es

$$B_n = \frac{2(k_0 - k_F)}{\alpha(n+1)} \quad (6.7)$$

y el quemado de descarga es

$$B_n^d = nB_n = \left(\frac{2n}{n+1}\right) \frac{k_0 - k_F}{\alpha} = \frac{2n}{n+1} B_1 \quad (6.8)$$

Se observa que el quemado de descarga es mayor que el quemado de descarga para un ciclo.

Una ventaja adicional de la recarga parcial es la reducción en los requerimientos de control de cada ciclo, debido a una reducción en el factor de multiplicación requerido al principio de cada ciclo. El valor del factor de multiplicación inicial es

$$\begin{aligned} k_{in} &= k_0 - \frac{1}{n} \sum_{i=0}^n i\alpha B_n \\ &= k_0 - \left(\frac{n-1}{2}\right)\alpha B_n \end{aligned} \quad (6.9)$$

Lo cual es menor que el factor de multiplicación inicial para un reactor con un solo ciclo (k_0).

6.3 Ciclo de Equilibrio

En un ciclo de equilibrio, la recarga de combustible correspondiente a cada ciclo de operación utiliza el mismo enriquecimiento del combustible fresco, la misma longitud (energía) del ciclo y el mismo quemado de descarga del combustible. El ciclo inicial, el cual normalmente consiste de combustibles completamente frescos, se diseña con un quemado de ciclo más grande, con el fin de quemar lo más posible los ensambles que serán descargados el primer ciclo, ya que los ensambles descargados posteriormente tendrán un quemado de descarga mayor, que se acumula con el número de ciclos.

En este estudio se requirieron alrededor de 9 ciclos de transición para alcanzar el ciclo de equilibrio, debido a las perturbaciones que surgen del primer ciclo y las diferencias entre la reactividad de los ensambles combustibles iniciales y los recargados. En la práctica, el concepto de ciclo de equilibrio raramente se alcanza. Este concepto implica dos condiciones: Primero, implica que la operación del reactor sea invariante en el tiempo, en cuanto a aspectos técnicos y económicos. Segundo, implica que no se tengan perturbaciones operacionales inesperados. Ninguna de estas condiciones existen en la práctica. La importancia del concepto de "ciclo en equilibrio" es que permite tener un punto de referencia para evaluar el costo del ciclo de operación y el desempeño del reactor.

6.3.1 Principio de Haling

Un principio muy útil y ampliamente aplicado en administración de combustible es el principio de Haling [8]. Dicho principio puede ser expresado como sigue: "El factor pico de potencia mínimo, para un arreglo de recarga de combustible dado, se alcanza al operar el reactor de modo que la forma de la potencia (distribución de potencia) no cambia apreciablemente durante el ciclo de operación".

Este principio supone que el factor de multiplicación de neutrones del combustible es una función decreciente del quemado, y que la variación de la razón del flujo de neutrones sobre la potencia como una función del quemado es pequeña o es una función decreciente del quemado. Estas suposiciones son generalmente válidas, excepto por periodos breves cercanos al principio del ciclo.

6.4 Metodología para el Diseño de la Recarga de Combustible

En el diseño de la recarga de combustible se utilizó la estrategia de buscar un ciclo de equilibrio en el cual las características de los ensambles frescos introducidos en cada recarga no cambian de ciclo a ciclo, es decir tienen el mismo enriquecimiento y la fracción de recarga (número de ensambles frescos que se cargan al núcleo) es constante. Para el diseño del patrón de recarga se utilizó un ensamble MOX heterogéneo estándar diseñado en la sección 4.2.1. En este ensamble, se emplean seis diferentes tipos de barras de combustible con distintos tipos de concentraciones de elementos transuránicos (Np, Pu, Am, Cm), provenientes del reprocesamiento y reciclado de combustible gastado, y uranio de las colas de enriquecimiento; esto se muestra en la Figura 6.1. En cada barra de combustible, el contenido transuránico (TRU) y el uranio de colas son mezclados homogéneamente.

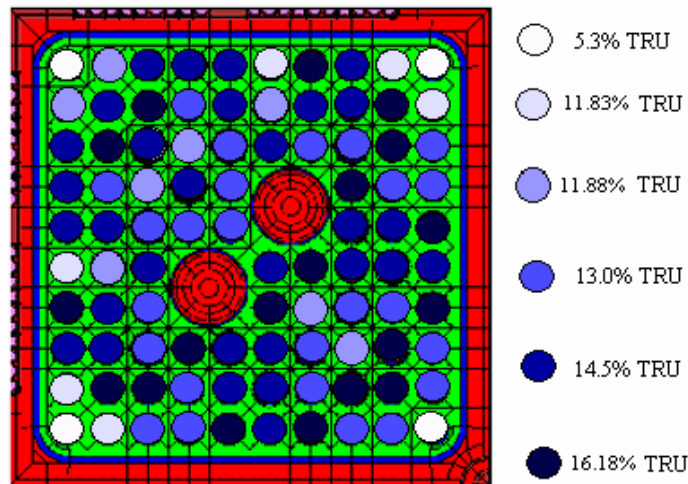


Figura 6.1. Ensamble Heterogéneo Estándar con seis distintos tipos de barras de combustible

Todos los ensambles de combustible del núcleo se supusieron pertenecientes al tipo Heterogéneo Estándar, solamente con la diferencia entre ensambles, debido a su quemado. En el diseño del núcleo se buscó, como es costumbre en los BWR, cargar los combustibles más quemados en la periferia y los ensambles frescos colocarlos hacia el interior del núcleo, en la medida de lo posible, en un arreglo tipo tablero de ajedrez. La simulación se realizó para un reactor BWR como el de la Central Nuclear Laguna Verde (444 ensambles).

El patrón de recarga se consiguió variando el enriquecimiento de Pu físil promedio de los ensambles frescos de la recarga, y el acomodo de éstos y el de los ensambles parcialmente quemados, con el objeto de tener la longitud del ciclo deseado.

6.4.1 Diseño del Núcleo del Ciclo de Equilibrio

La estrategia de Haling fue utilizada para obtener una longitud del ciclo de 10270 MWd/tHM a plena potencia con una k -efectiva blanco (*target*) al final del ciclo de 1.0. Se simularon 9 ciclos consecutivos hasta que no se observó ningún cambio en la longitud del ciclo, potencia, quemado, y distribución de vacíos en el núcleo. La longitud del ciclo de 10270 MWd/tHM corresponde a 18 meses de operación del plan de utilización de energía de la Central Nuclear Laguna Verde.

La estrategia general para la obtención del ciclo de equilibrio fue la siguiente: al inicio del primer ciclo, todo el reactor se cargó con combustibles frescos. En los siguientes ciclos se reemplazaron 112 ensambles gastados por ensambles de combustible fresco, para obtener la longitud del ciclo deseada.

Se obtuvieron los resultados para las condiciones de operación a plena potencia para el factor pico de potencia, el quemado máximo de descarga por ensamble y la máxima generación de calor lineal (MLHGR, por sus siglas en inglés). Además, se obtuvieron resultados para el margen de apagado en condiciones de temperatura ambiente.

La generación de las bibliotecas de parámetros nucleares del combustible se realizó con el código HELIOS [9]. La parametrización funcional de las secciones eficaces por medio de tablas, se llevó a cabo con el código TABGEN [10]; y la modelación de la neutrónica y la termohidráulica del núcleo se efectuó con el simulador estático tridimensional CORE-MASTER PRESTO (CM-PRESTO) [11].

6.5 Parámetros del Ciclo de Equilibrio

A continuación se muestran algunos de los resultados que se obtuvieron a condiciones de operación a plena potencia. Los diagramas corresponden a despliegues gráficos proporcionados por el código CM-PRESTO. Para cada parámetro se muestran los perfiles axiales y radiales.

En la Figura 6.2 se muestra que el perfil de potencia axial promedio del núcleo es relativamente plano, característico de una simulación tipo Haling, observándose un decremento en los extremos del combustible, debido a la fuga de neutrones en los bordes del combustible. Este perfil de potencia asegura un quemado uniforme de las pastillas combustibles en la dirección axial. La Figura 6.3 muestra la distribución radial de potencia en un cuarto de núcleo. El perfil de potencia radial muestra claramente que la mayor generación de potencia se lleva a cabo en la parte central del núcleo.

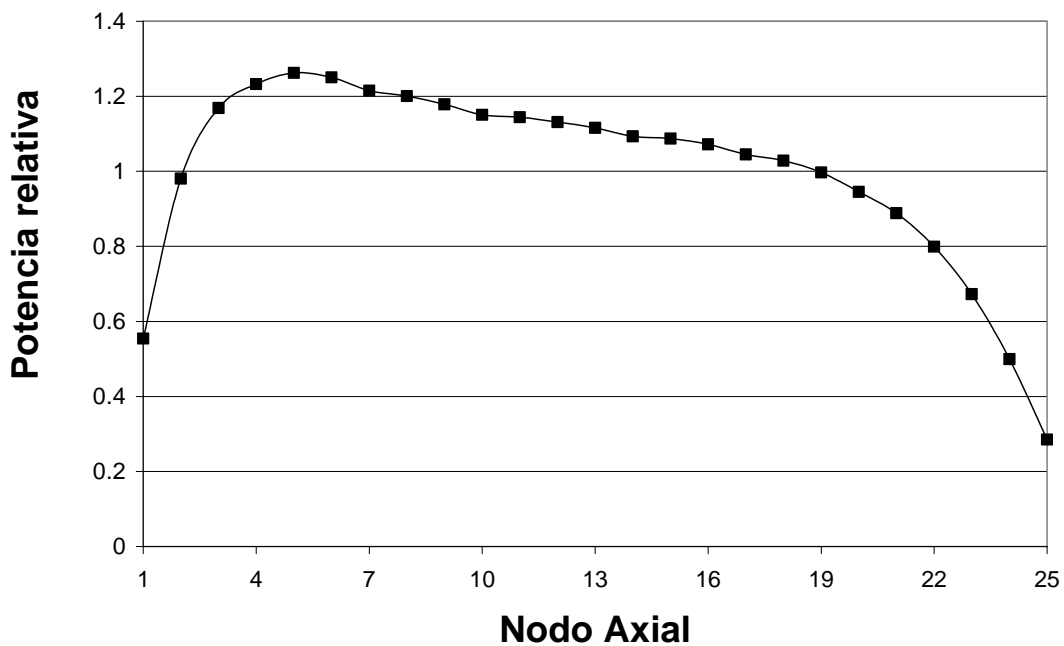


Figura 6.2. Potencia axial relativa (Potencia/potencia promedio)

0.35	0.40	0.42	0.34	0.32	0.27	0.23				
0.70	0.72	0.71	0.67	0.60	0.54	0.43	0.30			
0.98	1.00	1.01	0.96	0.88	0.84	0.68	0.48	0.33		
1.13	1.21	1.15	1.17	1.08	1.02	0.92	0.73	0.48	0.31	
1.34	1.30	1.33	1.27	1.24	1.15	1.00	0.92	0.69	0.44	0.24
1.32	1.41	1.30	1.36	1.22	1.21	1.15	1.02	0.85	0.55	0.29
1.40	1.42	1.44	1.34	1.31	1.23	1.25	1.09	0.89	0.63	0.34
1.39	1.48	1.37	1.39	1.33	1.37	1.27	1.19	0.98	0.72	0.40
1.50	1.41	1.48	1.37	1.44	1.31	1.34	1.16	1.04	0.77	0.43
1.42	1.50	1.41	1.48	1.42	1.42	1.31	1.23	1.03	0.78	0.43
1.40	1.42	1.50	1.39	1.40	1.32	1.35	1.14	1.02	0.75	0.43
Máxima	1.50		Mínima	0.23		Promedio	1.00			

Figura 6.3. Potencia radial relativa (Potencia/Potencia promedio)

En las Figuras 6.4 y 6.5 se muestran la distribución del quemado axial y radial del combustible respectivamente, la cual es similar a la mostrada por el perfil de potencia, esto debido a la correlación de estos parámetros.

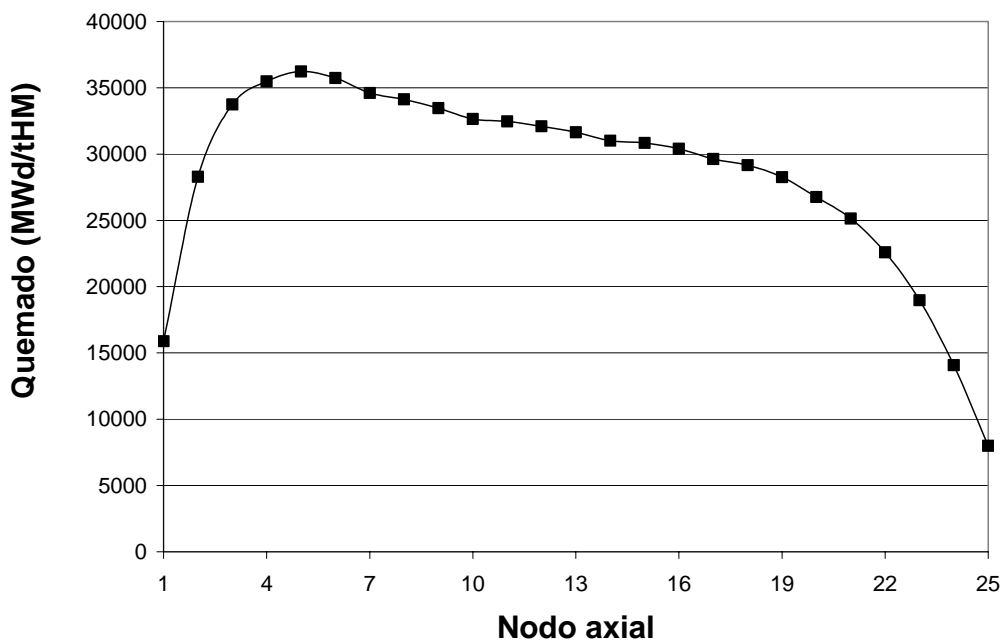


Figura 6.4. Quemado axial de los ensamblajes de combustible

42.1	39.9	33.9	35.5	39.3	45.5	45.0						
32.0	22.8	22.7	29.4	43.2	39.6	39.0	42.5					
24.9	19.8	10.4	19.3	29.6	8.6	30.3	45.5	44.4				
38.5	12.5	31.6	12.1	26.3	20.8	9.4	21.4	45.3	44.3			
13.7	27.9	13.6	25.8	12.8	20.4	36.1	9.5	27.5	36.5	44.4		
39.5	14.5	43.6	14.0	41.0	27.6	20.6	21.2	8.8	42.2	43.4		
28.4	28.3	14.8	34.0	28.7	41.0	12.8	26.0	30.5	37.0	44.5		
40.3	15.2	42.1	26.9	36.5	14.0	25.9	12.2	22.5	26.7	33.5		
15.4	42.6	15.2	42.0	14.8	41.0	13.7	34.6	10.7	23.3	31.1		
35.5	15.4	42.7	15.2	28.2	14.5	28.0	12.6	22.7	20.2	39.9		
37.1	35.9	15.4	40.6	28.4	41.1	13.8	40.4	24.2	31.9	36.0		
Unidades	GWd/tHM				Máximo	45.5		Mínimo	8.6		Promedio	28.4

Figura 6.5. Quemado radial de los ensambles de combustible

En las Figuras 6.6 y 6.7 se observa la distribución axial y radial de la fracción de vacíos, donde el promedio obtenido con el diseño del núcleo propuesto es de 0.43, la cual es característica de un BWR a plena potencia para reactores comerciales. Se observa también que conforme nos desplazamos hacia la parte superior del núcleo, la fracción de vacíos aumenta debido al calentamiento progresivo del líquido ascendente. Por otro lado al generarse mayor potencia en la parte central del núcleo, la fracción de vacíos en esta zona es considerablemente mayor que en la periferia.

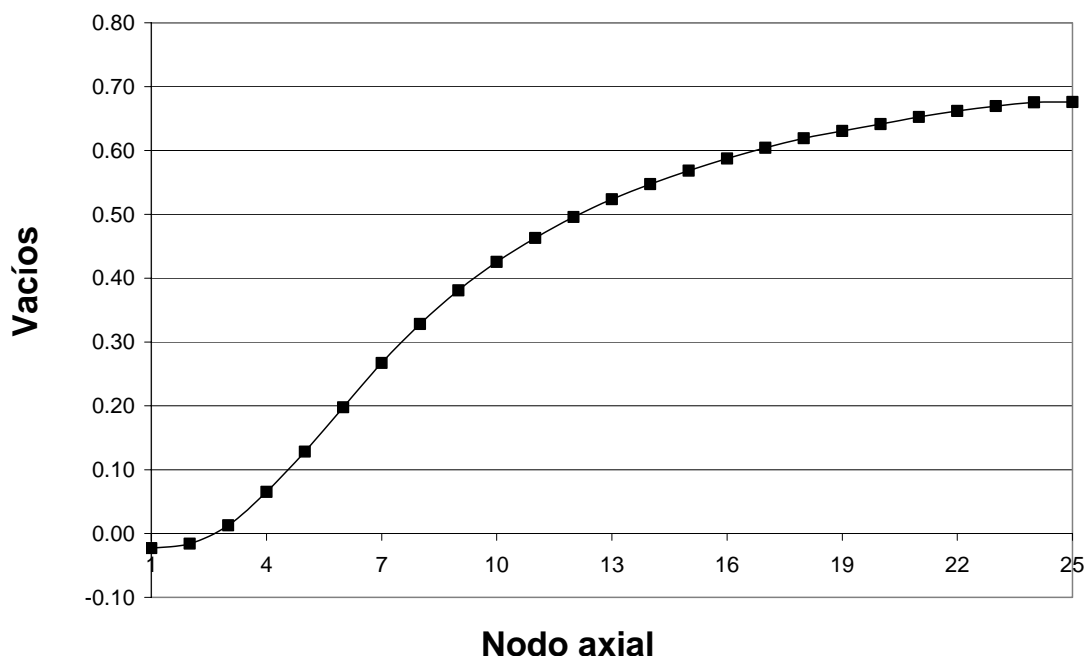


Figura 6.6. Distribución axial de vacíos

0.34	0.38	0.39	0.34	0.32	0.27	0.22				
0.33	0.34	0.34	0.32	0.28	0.25	0.18	0.30			
0.43	0.44	0.45	0.43	0.40	0.39	0.32	0.21	0.32		
0.47	0.49	0.48	0.49	0.46	0.45	0.42	0.35	0.22	0.30	
0.51	0.51	0.51	0.50	0.50	0.48	0.44	0.42	0.33	0.19	0.23
0.50	0.53	0.50	0.52	0.49	0.49	0.48	0.45	0.40	0.26	0.29
0.52	0.52	0.53	0.51	0.50	0.49	0.50	0.46	0.41	0.30	0.34
0.51	0.53	0.51	0.52	0.51	0.52	0.50	0.49	0.43	0.34	0.38
0.54	0.52	0.53	0.51	0.53	0.50	0.52	0.48	0.45	0.36	0.40
0.52	0.53	0.52	0.53	0.52	0.53	0.51	0.49	0.45	0.37	0.40
0.51	0.52	0.54	0.51	0.52	0.50	0.52	0.47	0.44	0.35	0.39
Máximo	0.54		Mínimo	0.18		Promedio	0.43			

Figura 6.7. Distribución radial de vacíos

En las Figuras 6.8 y 6.9 se presentan las gráficas de la razón de generación de calor lineal en el núcleo (LHGR por sus siglas en inglés) axial y radial respectivamente. Se observa que este importante límite térmico de seguridad presenta valores bajos, comparables a los de núcleos de BWR que utilizan combustible de uranio.

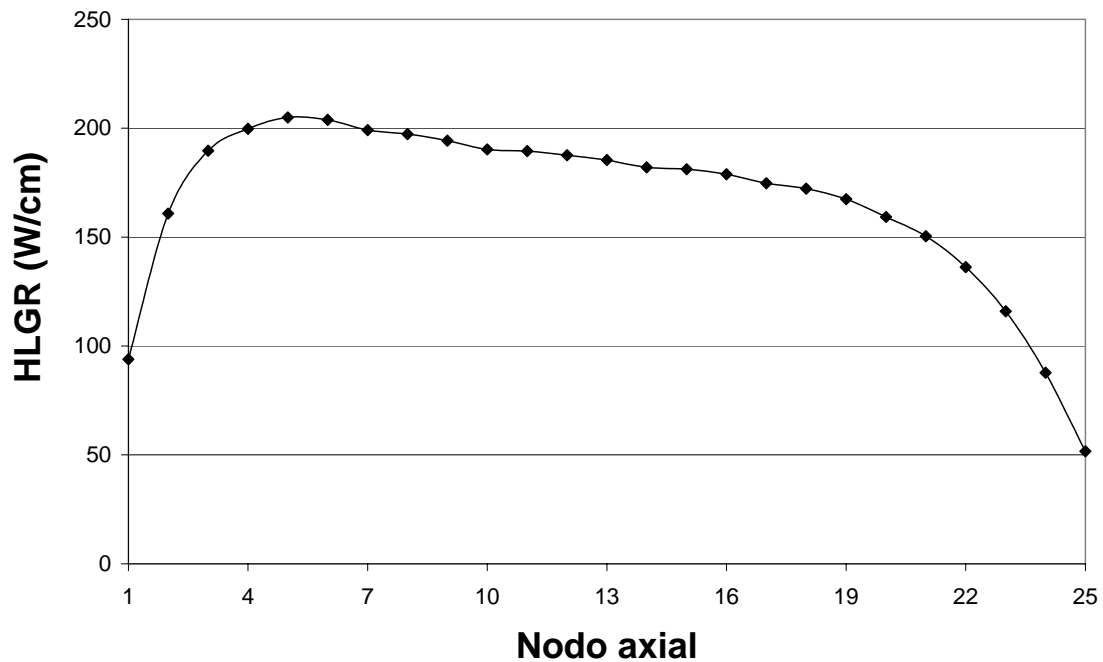


Figura 6.8. Distribución axial de la generación de calor lineal

55	64	68	55	51	43	36				
113	119	117	109	94	86	69	48			
162	169	178	162	143	148	111	75	52		
181	211	188	205	178	170	162	122	76	49	
231	214	229	209	216	192	162	162	114	71	37
212	243	206	235	196	198	193	171	151	88	46
231	233	248	218	215	196	217	180	146	102	54
223	255	219	230	215	236	211	207	163	118	65
259	224	255	219	248	209	231	188	183	127	70
231	258	224	255	234	244	216	214	172	131	69
226	230	259	223	231	211	233	182	168	123	69
Unidades	W/cm		Máximo	259		Mínimo	36		Promedio	166

Figura 6.9. Distribución radial de la generación de calor lineal

6.6 Margen de Apagado

Uno de los principales problemas desde el punto de vista neutrónico al diseñar un núcleo cargado totalmente con combustible MOX, compuesto de elementos transuránicos, es la reducción de la efectividad de las barras de control (BC). Esto se debe al endurecimiento del espectro de neutrones en el núcleo, dando lugar a que la tasa de absorción de neutrones del carburo de boro disminuya considerablemente. Un parámetro para medir la efectividad de las barras de control es el margen de apagado. El margen de apagado (SDM, por sus siglas en inglés) se calcula a partir de la diferencia entre la k_{eff} crítica para condiciones frías y la k_{eff} del núcleo con las barras de control insertadas y la barra de mayor valor fuera (SRO, por sus siglas en inglés) y el núcleo libre de xenón. Esta diferencia debe ser mayor al 1% $\Delta k/k$ para efectos de diseño; es decir,

$$SDM = \frac{k_{\text{blanco en frío}} - k_{\text{SRO}}}{k_{\text{blanco en frío}}} \times 100 > 1. \quad (6.10)$$

Donde, $k_{\text{blanco en frío}}$ se toma como 1.0.

El margen de apagado para el núcleo compuesto al 100% de ensambles del tipo heterogéneo estándar sin barras de gadolinio y boro natural es de -4.1% $\Delta k/k$, el cual resulta ser un valor ampliamente prohibitivo. Con el objeto de tener un margen de apagado superior al 1% $\frac{\Delta k}{k}$ en el núcleo, se procedió de dos maneras:

- Aumentar la concentración de boro-10 en el carburo de boro de las barras de control hasta un 90%.
- Aumentar el contenido de gadolinio en todo el ensamble, excepto en los extremos, ya sea incrementando la concentración y/o el número de barras de gadolinio en el diseño.

Al aumentar el enriquecimiento de Boro-10 a 90% en la barra de control, se observa un aumento considerable en la efectividad de la barra de control, tal y como se muestra en la Tabla VI. Se observa que aunque se introduzcan las barras de control con una concentración de Boro-10 al 90% no se cumple con el criterio del $1\% \Delta k/k$ de subcriticidad. Por consiguiente es necesario emplear en el ensamble, barras de gadolinio con el objeto de alcanzar este criterio.

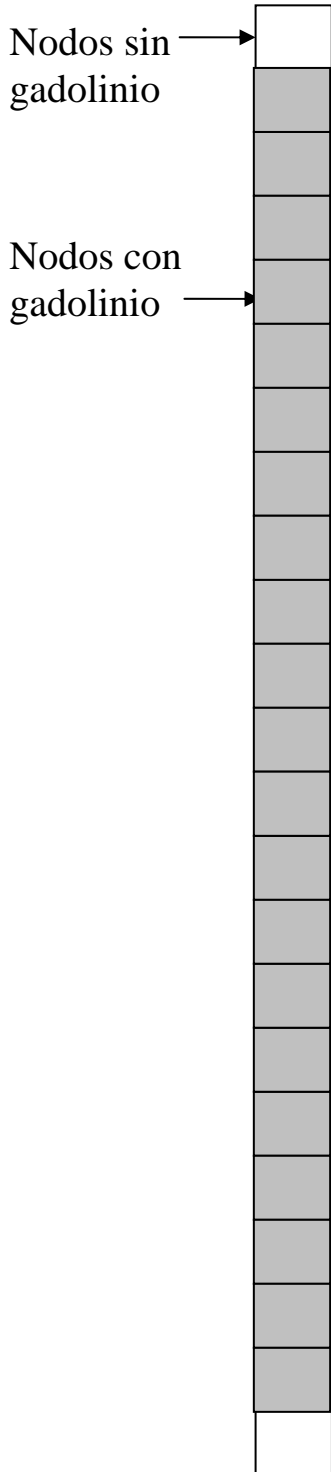
Tabla VI. Margen de apagado para distintos enriquecimientos de Boro-10

Tipo de ensamble con el que se recarga el reactor al 100 %	Enriquecimiento de Boro-10	Margen de apagado
Heterogéneo Estándar sin barras de gadolinio	Boro natural	-4.1%
	90%	-2.4%

De acuerdo a un análisis de sensibilidad realizado se observó que el margen de apagado es sensible principalmente al aumento en el número de barras de gadolinio, y poco sensible al aumento en la concentración de Gd_2O_3 en cada barra gadolinio. Por lo tanto, se consideró necesario aumentar el número de barras de gadolinio, en lugar de aumentar la concentración de gadolinio. Se mantuvo cada barra de gadolinio con una concentración del 1%, y se buscó la configuración de barras de gadolinio que cumpliera con el criterio del margen de apagado y la longitud del ciclo deseado. La configuración de barras de gadolinio encontrada se muestra en la Figura 10. La configuración de 29 barras de gadolinio obtenida presenta márgenes de apagado con valor de 1.34%, la cual cumple con el criterio del $1\% \Delta k/k$ de subcriticidad. Respecto a la dirección axial del ensamble, prácticamente todos los nodos contienen barras de gadolinio, excepto los de los extremos, esto se muestra en la Figura 10. El combustible de los nodos con barras de gadolinio contiene uranio de colas y transuránicos con una concentración promedio de 11.4%, y cada barra de gadolinio contiene 1% de Gd_2O_3 ; mientras que los combustibles de los nodos sin gadolinio contiene uranio de colas y transuránicos con una concentración promedio de 12%. En la Figura 10, los valores de las barras de combustible representan las concentraciones de transuránicos en cada barra.

Barra con
gadolinio

1%



Celda sin barras de Gadolinio

5.0									
11.4	13.8								
13.8	15.4	13.8							
13.8	12.3	11.4	13.8						
13.8	13.8	12.3	12.3	12.3					
11.3	11.4	13.8	W	W	13.8				
15.4	13.8	12.3	W	W	15.4	11.4			
13.8	13.8	12.3	15.4	13.8	13.8	12.3	11.4		
11.4	15.4	15.4	12.3	13.8	13.8	12.3	15.4	15.4	
5.0	11.3	12.3	12.3	15.4	13.8	15.4	12.3	12.3	5.0

Celda con barras de Gadolinio

5.3									
12.0	14.5								
14.5	16.2	14.5							
14.5	13.0	12.0	14.5						
14.5	14.5	13.0	13.0	13.0					
11.9	12.0	14.5	W	W	14.5				
16.2	14.5	13.0	W	W	16.2	12.0			
14.5	14.5	13.0	16.2	14.5	14.5	13.0	12.0		
12.0	16.2	16.2	13.0	14.5	4.5	13.0	16.2	16.2	
5.3	11.9	13.0	13.0	16.2	14.5	16.2	13.0	13.0	5.3

Figura 10. Diseño axial de las barras de combustible dentro de los ensambles

6.7 Optimización del Patrón de Recarga utilizando Algoritmos Genéticos

6.7.1 Introducción

La meta principal en la administración del combustible de los reactores BWR es encontrar la utilización óptima del combustible, asegurando al mismo tiempo las limitaciones impuestas en el diseño nuclear del reactor, debido a los requerimientos de operación, seguridad y economía. Diseño de ensambles de combustible, diseño de la recarga de combustible, diseño del patrón de barras de control y diseño del plan del ciclo interactúan significativamente unos con otros. Sin embargo, el sistema descrito en esta tesis se enfoca únicamente en determinar el patrón de recarga de combustible óptimo bajo ciertas limitaciones.

La tarea principal en el diseño de recarga de un BWR, como el de la Central Laguna Verde, es encontrar el mejor arreglo de los 444 ensambles de combustible (EC), tanto frescos como parcialmente quemados. El reactor BWR presenta altas regiones heterogéneas respecto al enriquecimiento del combustible, venenos consumibles, varillas de control y vacíos del refrigerante. Además, un BWR tiene una cantidad mucho mayor de ensamble de combustible que un reactor de agua bajo presión (PWR). Estas características dan lugar a que el diseño en el patrón de recarga, sea un problema muy complejo; y por lo tanto, demanda un método de optimización apropiado, además de un código simulador del reactor en tres dimensiones, para evaluar la operación del ciclo del reactor durante el proceso de optimización.

En esta tesis para la optimización de la recarga de combustible se utilizó la técnica de los algoritmos genéticos. En particular se utilizó un sistema computacional desarrollado previamente [6]. A continuación se describirá brevemente el método de los algoritmos genéticos.

6.7.2 Descripción de los Algoritmos genéticos

El método de los algoritmos genéticos [12] combina el análisis matemático con la búsqueda aleatoria para construir sistemas artificiales, teniendo propiedades similares a los sistemas naturales de acuerdo a los mecanismos de la evolución de Darwin. Los algoritmos genéticos son algoritmos matemáticos en paralelo que transforman un conjunto (población) de objetos matemáticos individuales (cadenas de cromosomas), cada uno de ellos asociado a un criterio de adaptación, en una población nueva (generación siguiente), usando operaciones genéticas. Los modelos de estas operaciones se basan en la teoría de Darwin de la reproducción y supervivencia del más apto.

Los pasos de los algoritmos genéticos son simples y pueden ser resumidos como sigue:

1. Codificación del problema en una solución matemática.
2. Generación aleatoria de una población individual. Esto incluye un grupo de soluciones candidatas que cumplen con ciertas reglas heurísticas.
3. Clasificación de la soluciones en términos de su adaptación. Se calcula un valor de adaptación para cada individuo.

4. Selección de los individuos que se cruzarán de acuerdo al valor de su adaptación.
5. El cruce y mutación de los cromosomas que modificarán la composición de los descendientes.
6. Si ciertos requerimientos son encontrados, entonces se detiene la iteración. De lo contrario, ir al paso tres.

Los algoritmos genéticos tienen características adecuadas para resolver problemas complejos de tipo combinatorio. Estos algoritmos son heurísticos porque se basan en reglas de conocimiento. No se asegura que se encuentre la solución óptima porque no hacen una exploración exhaustiva, sólo encuentran la mejor solución del espacio de búsqueda examinado.

Una discusión más formal del método de los algoritmos genéticos se presenta en el Apéndice C.

6.7.3 Diseño del Patrón de Recarga

El problema que se pretende resolver es encontrar la mejor distribución de los ensambles de combustible en el reactor. Un reactor BWR, como el reactor de la Central Nuclear Laguna Verde, tiene 444 ensambles de combustible y 109 barras de control. Algunos de los ensambles de combustible son frescos, mientras que otros presentan uno, dos o tres ciclo de operación. Con el objeto de reducir el diseño del patrón de recarga y el manejo de las barras de control durante el ciclo de operación, se supone que el reactor presenta un cuarto de simetría, y por lo tanto habrá 111 posiciones diferentes para asignar los ensambles de combustible (ver Figura 6.11). Es importante mencionar que todos los ensambles de combustible, los cuales se han quemado durante ciclos anteriores, se deben considerar con su quemado particular correspondiente a su posición y a su lote.

1	2	3	4	5	6	7				
8	9	10	11	12	13	14	15			
16	17	18	19	20	21	22	23	24		
25	26		28	29	30	31	32	33	34	
35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45
46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56
57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67
68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78
79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89
90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100
101	102	103	104	105	106	107	108	109	110	111

Figura 6.11. Representación de $\frac{1}{4}$ de núcleo con simetría de un octavo

Para cualquier planta nuclear, el objetivo es operar la planta de tal manera que el quemado de combustible y la generación de calor lineal promedio, sean tan altas como sea posible. Sin embargo, este objetivo -de maximizar al mismo tiempo las dos cantidades- presenta una cierta limitación, debido a que tanto el quemado como la rapidez de generación de calor lineal pueden conducir a la falla del combustible (liberación de productos de fisión en el refrigerante primario), si los parámetros nucleares exceden sus valores de diseño. En el proceso de diseño del patrón de recarga es muy importante definir una función objetivo, la cual toma en cuenta los valores de diseño para la mayoría de las cantidades que afectan la operación de la planta.

6.7.4 Función Objetivo

La meta principal es obtener un patrón de recarga, con la máxima energía del ciclo, sin violar los límites térmicos, el exceso de reactividad a la temperatura de operación, y el margen de apagado a la temperatura ambiente. Esto se puede alcanzar utilizando una función multi-objetivo, la cual comprende los parámetros definidos en la Tabla 6.7. Los valores límite de estos parámetros dependen de las características de los ensambles de combustible cargados en el reactor.

Tabla 6.7. Cantidades incluidas en la Función Objetivo

Energía	Energía del ciclo = Quemado acumulado del combustible durante el ciclo
PPF	Factor Pico de Potencia (<i>Power Peaking Factor</i>)
MLHGR	Razón de Generación de Calor Lineal Máxima (<i>Maximum Linear Heat Generation Rate</i>)
XMPGR	Fracción del límite de la Razón de Generación de Calor Lineal Promedio (<i>Fraction of the Limiting Average Linear Generation Rate</i>)
MRNP	Máxima Potencia Nodal Relativa (<i>Maximum Relative Nodal Power</i>)
MFAB	Máximo Quemado por Ensemble de Combustible (<i>Maximum Fuel Assembly Burnup</i>)
SDM	Margen de Apagado (<i>Shutdown Margin</i>)
ΔHER	Exceso de Reactividad en Caliente (<i>Hot Excess Reactivity</i>)

En este trabajo, con el objeto de disminuir el tiempo de cómputo y evitar el diseño del patrón de barras de control, todos los límites relacionados con la potencia y la energía del ciclo fueron evaluados usando la estrategia de Haling. Los límites relacionados con la potencia del reactor son satisfechos cuando:

$$\begin{aligned}
 PPF(r) &< PPF_{\max}, \\
 MLHGR(r) &< MLHGR_{\max}, \\
 XMPGR(r) &< XMPGR_{\max} \\
 MRNP(r) &< MRNP_{\max} \\
 MFAB(r) &< MFAB_{\max}
 \end{aligned}
 \tag{6.11}$$

El margen de apagado y el exceso de reactividad son evaluados al principio del ciclo (BOC), y al mismo tiempo estos parámetros mantienen ciertos valores límites; los cuales son satisfechos cuando:

$$\begin{aligned}
 SDM(r) &> SDM_{\min}, \\
 \Delta HER_{\min} &< \Delta HER(r) < \Delta HER_{\max}
 \end{aligned}
 \tag{6.12}$$

Donde: $\Delta HER(r) = \frac{k_{ef}(r) - k_{ef\ crit}}{k_{ef\ crit}}$.

La función objetivo a maximizar $F(r)$ es:

$$\begin{aligned}
F(r) = & \text{Energía}(r) \cdot w_1 & -\Delta PPF(r) \cdot w_2 & -\Delta MLHGR_k(r) \cdot w_3 \\
& -\Delta XMPGR_k(R) \cdot w_4 & -\Delta MRNP_k(r) \cdot w_5 & -\Delta MFAB(r) \cdot w_6 \\
& -\Delta SDM(r) \cdot w_7 & -\Delta HER(r) \cdot w_8 &
\end{aligned} \tag{6.13}$$

Donde

$$\begin{aligned}
\Delta PPF(r) &= PPF(r) - PPF_{\max} \\
\Delta MLHGR(r) &= MLHGR_k(r) - MLHGR_{\max} \\
\Delta XMPGR(r) &= XMPGR_k(r) - XMPGR_{\max} \\
\Delta MRNP(r) &= MRNP_k(r) - MRNP_{\max} \\
\Delta MFAB(r) &= MFAB(r) - MFAB_{\max} \\
\Delta SDM(r) &= SDM_{\min} - SDM(r) \\
\Delta HER(r) &= \begin{cases} 0 & \text{si } \Delta HER_{\min} < \Delta HER(r) < \Delta HER_{\max} \\ 1 & \text{si } \Delta HER(r) < \Delta HER_{\min} \text{ o } \Delta HER(r) > \Delta HER_{\max} \end{cases}
\end{aligned}$$

w_1 a w_8 son llamados factores de peso.

De acuerdo a la definición de los Δ 's, los pesos usados en la ecuación (6.13) serán positivos, si sus límites de seguridad asociados son violados, en otro caso los w 's serán cero, con el objeto de no penalizar la función objetivo.

6.7.5 Recomendaciones Heurísticas

Para resolver el problema de diseño del patrón de recarga, se aplicaron algunas recomendaciones (reglas heurísticas) comunes en la administración del combustible. Tales reglas heurísticas son:

- El reactor se dividió en tres regiones (ver Figura 6.12):
 1. Posiciones de Periferia: 17
 2. Posiciones de control en el núcleo (Control Cell Core), CCC: 24
 3. Posiciones Interiores: 70

1	2	3	4	5	6	7					
8	9	10	11	12	13	14	15				
16	17	18	19	20	21	22	23	24			
25	26	27	28	29	30	31	32	33	34		
35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	
46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	
57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	
68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	
79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	
90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	
101	102	103	104	105	106	107	108	109	110	111	

Figura 6.12. Regiones dentro del núcleo

- La cuarta parte del núcleo presenta una geometría de un octavo, delimitada por la diagonal. Los ensambles de combustible colocados en las posiciones de la simetría de un octavo son siempre movidos a posiciones simétricas.
- El proceso de colocación de los 111 ensambles empieza conociendo las características de los ensambles de combustible que compondrán el reactor. El conjunto se divide en tres subconjuntos:
 1. El subconjunto de 17 ensambles de combustible parcialmente quemados, con el quemado más alto, pero incluyendo los ensambles ubicados en la periferia en ciclos anteriores, serán colocados en la periferia.
 2. El subconjunto de 24 ensambles de combustible parcialmente quemados, que le siguen a los más quemados ya localizados en la periferia, serán colocados en la región CCC en la recarga nueva.
 3. El subconjunto de 70 ensambles de combustible frescos y parcialmente quemados incluye: los ensambles de combustible parcialmente quemados que nunca se colocaron en la periferia; todos los ensambles frescos y los demás ensambles de combustible. Este conjunto de ensambles de combustible serán colocados en la región interior.
- Cada subconjunto de ensambles de combustible es ordenado tomando en cuenta el tipo de combustible, el lote y el quemado. Luego, las parejas de ensambles de combustible son seleccionadas con el objeto de ser manipuladas en posiciones

simétricas. Los ensambles de combustible sin pareja serán colocados en las posiciones de la diagonal.

- La operación de cruce es implementada con el objeto de intercambiar los subconjuntos de regiones de ensambles de combustible entre dos padres como se muestra en la Figura 6.13.

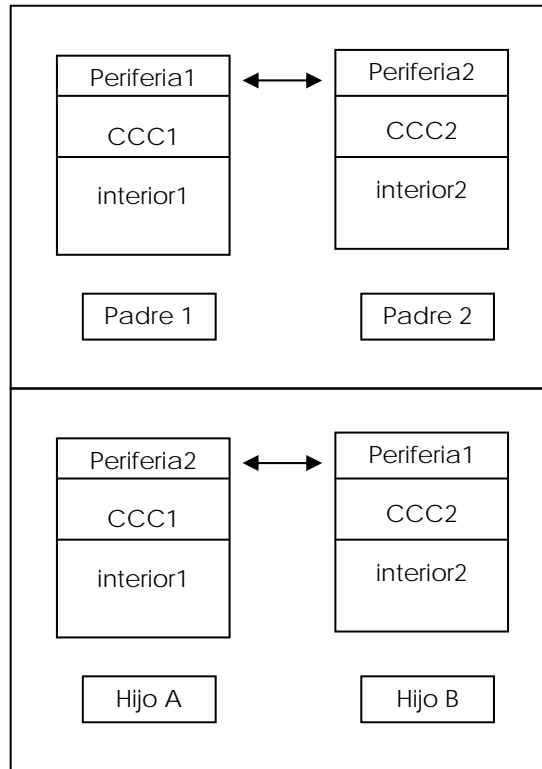


Figura 6.13. Operación de Cruza de la región de la periferia: el subconjunto de 17 ensambles son intercambiados entre los padres 1 y 2

- La operación de mutación intercambia la posición entre un par de ensambles de combustible en la geometría de un octavo sin cambiar de región. Los ensambles de combustible en la diagonal son únicamente intercambiados con otros ensambles de combustible en la misma diagonal. La Figura 6.13 muestra el caso de la cruce en la región CCC.
- Se utiliza una población grande con el objeto de tener una diversidad alta de individuos; en este estudio se utilizó una población de 30 individuos. La población inicial de los patrones de recarga (individuos) se genera en forma aleatoria, tomando en cuenta las reglas heurísticas, o también se puede utilizar un patrón de recarga “semilla”, a partir del cual se genera la primera población.

6.7.6 Resultados de la Optimización

El patrón de recarga del ciclo de equilibrio diseñado en la sección 6.4 alcanzó una longitud de ciclo de 10270 MWd/tHM usando cálculos de Haling con CM-PRESTO. Este patrón de recarga tiene 112 ensambles de combustible frescos y fue utilizado para la optimización con los algoritmos genéticos. Los valores límites utilizados para los parámetros de la función objetivo se muestran en la Tabla 6.8. Por otro lado, el margen de apagado se evalúa al principio del ciclo y necesita ser mayor que $1\% \frac{\Delta k}{k}$. El exceso de reactividad a la temperatura de operación al principio del ciclo se recomienda tener un valor entre 1.5% y $2.5\% \frac{\Delta k}{k}$.

Tabla 6.8. Valores límite para los parámetros de la función objetivo

Cantidad	Unidades	Valor límite
PPF _{max}		1.55
MLHGR _{max}	W/cm	374
XMPGR _{max}		0.85
MRNP _{max}		2.25
MFAB _{max}	MWd/tHM	55,000
SDM _{min}	$\% \Delta k / k$	1.0
ΔHER_{min}	$\% \Delta k / k$	1.5
ΔHER_{max}	$\% \Delta k / k$	2.5

Debido a la naturaleza aleatoria del proceso, se hicieron varias ejecuciones, y los mejores resultados se muestran en la Tabla 6.9. En todos los casos se usaron 30 individuos y 200 generaciones. Todos los casos se obtuvieron con la misma función objetivo y los mismos factores de peso (Tabla 6.10).

Tabla 6.9. Resultados para los mejores patrones de recarga

Parámetro	Unidades	Optimización 1	Optimización 2	Optimización 3	Optimización 4
Calificación		10168.6	10197.8	9977.4	9963.546
Ciclo energía	MWd/tHM	10834.5	10800.7	10677.2	10659.1
PPF		1.53	1.56	1.54	1.55
MLHGR	W/cm	314.8	316.5	322.4	326.9
XMPGR		0.83	0.83	0.78	0.83
MRNP		1.88	1.89	1.92	1.95
MFAB	MWd/tHM	47940	49220	47810	46420
SDMBOC	$\% \Delta k / k$	1.33	1.29	1.35	1.35
ΔHER	$\% \Delta k / k$	2.50	2.48	2.50	2.50

Tabla 6.10. Factores de peso

W_1	W_2	W_3	W_4	W_5	W_6	W_7	W_8
1	2500	50	1500	500	5	2000	1000

Los resultados en la Tabla 6.9 muestran una energía máxima producida de 10834.5 MWd/tHM, cumpliendo con límites operacionales y de seguridad, la cual corresponde al caso 1. Es importante mencionar que en cada ejecución del programa de optimización, varios patrones de recarga satisfacen los límites de seguridad y generan ciclos con energía cercana a la energía más alta.

La Figura 6.14 muestra el patrón de recarga con 112 ensamblados frescos que se obtiene para el caso de optimización 1, para el mejor individuo de la generación 200. Se muestra el quemado por ensamblado en GWd/tHM al inicio del ciclo de irradiación, y se ha sombreado las localidades de los ensamblados frescos para hacer más fácil su identificación. Los ensamblados de combustible con un quemado mayor son colocados en la periferia del núcleo; mientras que los ensamblados con un quemado menor tienden a colocarse hacia el centro del núcleo. Además, la configuración de los ensamblados presenta simetría (con una diferencia del 10%) con respecto a la diagonal del cuarto de núcleo (resaltada).

31.9	31.6	40.4	39.5	42.7	37.1	42.7				
25.9	28.2	12.2	0	15.4	15.4	35.9	41.1			
14	22.7	0	12.8	29.4	0	26.3	34.6	42		
27.5	13.6	22.5	14.5	13.7	10.4	27.9	41	34	41	
23.3	20.2	0	0	0	0	10.7	28.4	26.7	35.5	40.6
0	0	0	28.4	0	12.6	0	9.5	0	15.4	36.1
24.9	14.8	0	20.4	25.8	0	0	13.7	27.6	15.2	38.5
19.8	0	8.8	9.4	19.3	28.3	0	14.5	12.8	0	36.5
15.2	0	12.5	8.6	0	0	0	22.8	0	12.1	40.3
21.2	29.6	0	0	14	0	20.6	13.8	22.7	28	30.3
30.5	21.4	14.8	20.8	26	0	24.2	28.7	15.2	26.9	32

Figura 6.14. Patrón de recarga para el núcleo con 112 ensamblados frescos correspondiente al caso de optimización 1. Quemado en GWd/tHM.

La Figura 6.15 muestra la evolución de la calificación para el mejor individuo de los patrones de recarga de cada generación, para todos los casos. Se observa que el caso 2 es el que presenta mejor calificación. En la Figura 6.15 se observa que la calificación de cada caso converge a un valor. Esto es debido a que después de muchas cruces, con preferencias en los individuos (patrones de recarga) más “aptos” (mejor calificación), la generación de individuos tiende a homogenizarse (patrones de recarga similares).

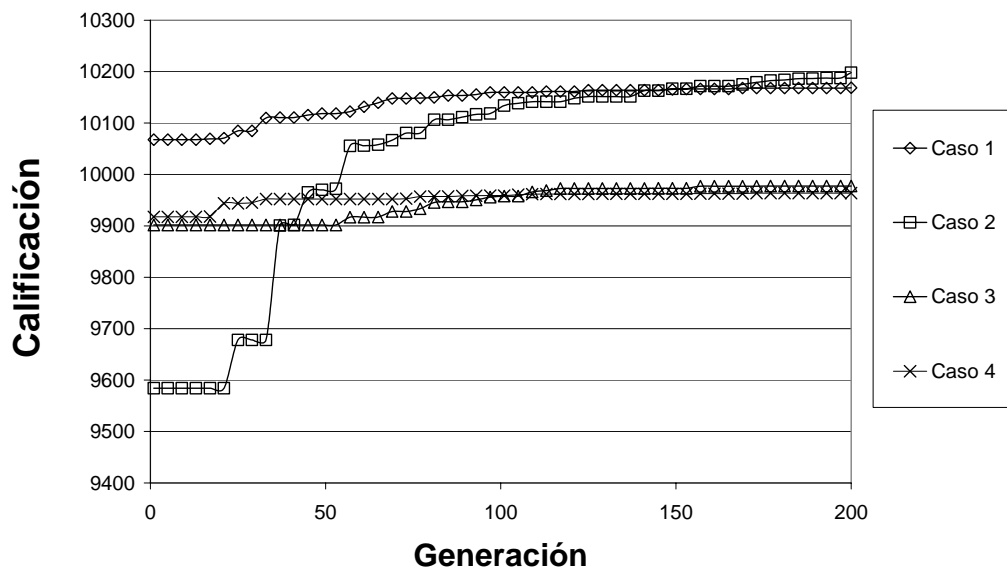


Figura 6.15. Función objetivo, evolución de la calificación del mejor individuo en cada generación

La Figura 6.16 muestra la evolución de la calificación para el caso 1 (caso con mejor energía producida) para el mejor individuo de cada generación y el promedio de los individuos que componen cada generación. Se observa que el valor promedio y el valor del mejor individuo tienden a converger a un valor común de 10168. Esto es debido a la homogenización de la generación de individuos después de muchas cruas.

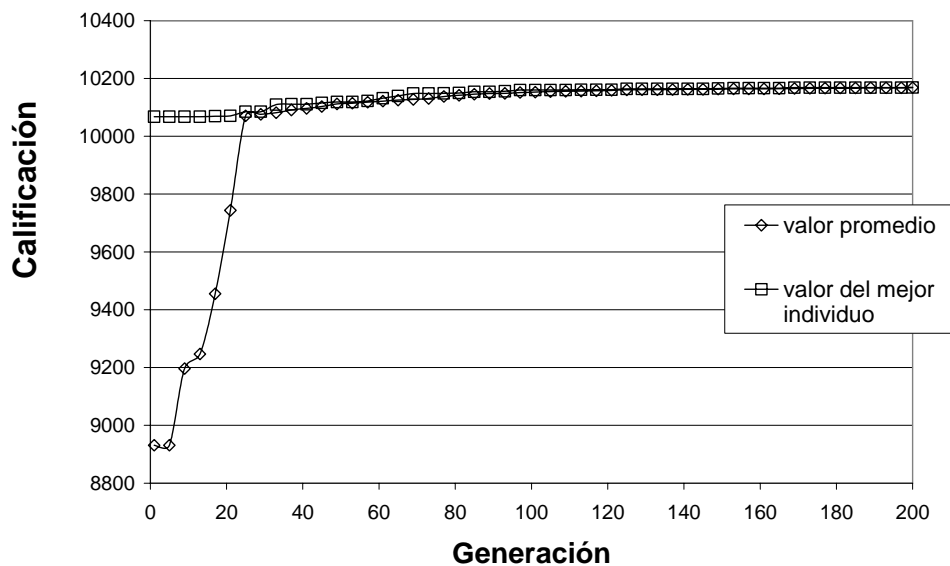


Figura 6.16. Evolución de la calificación para el caso 1 del mejor individuo y el valor promedio

La Figura 6.17 muestra la evolución de la longitud del ciclo (quemado del ciclo) para los mejores individuos de cada generación, para todos los casos. Se observa que el caso 1 es el que tiene mayor longitud del ciclo, con un valor de 10834.5 MWd/tHM en la generación 200. Todos los casos analizados presentan una mejora en la longitud de ciclo respecto al ciclo de equilibrio (10270 MWd/THM). En la Figura 6.17 se observa que la longitud de ciclo de cada caso converge a un valor. Una vez más, esto es debido a la homogenización de la generación de individuos después de muchas cruas.

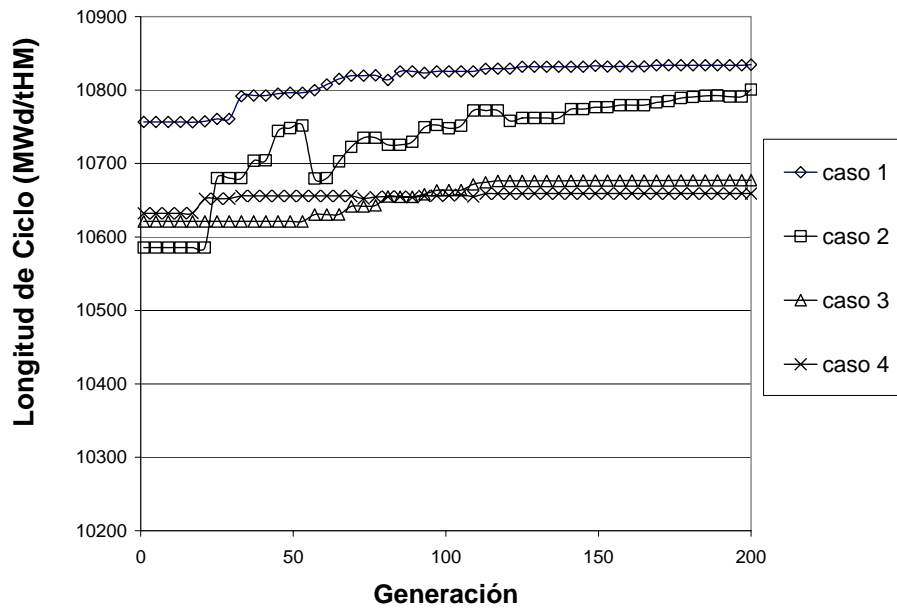


Figura 6.17. Evolución de la longitud de ciclo del mejor individuo en cada generación

La Figura 6.18 muestra la evolución de la longitud de ciclo para el caso 1 para el mejor individuo de cada generación y el valor promedio de los individuos que componen cada generación. Una vez más, se observa que el valor promedio y el valor del mejor individuo tienden a converger a un valor común de 10834.5 MWd/tHM.

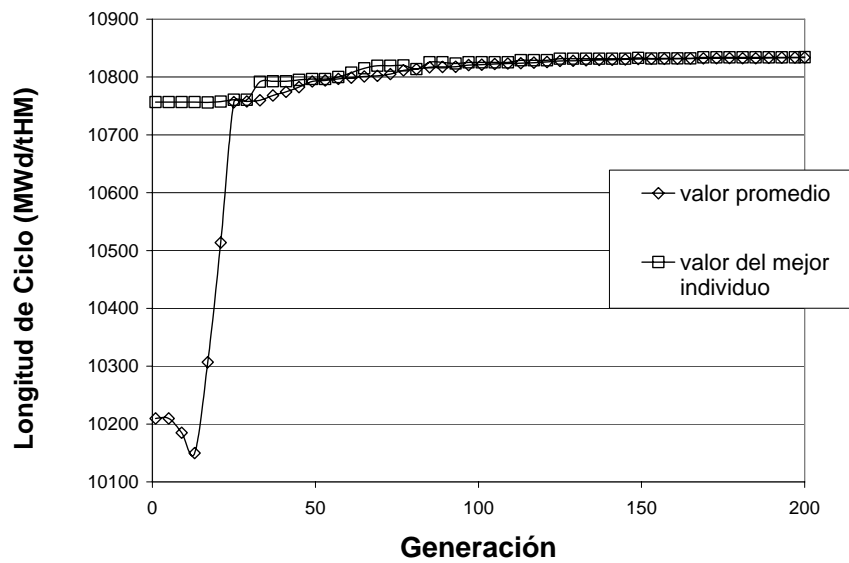


Figura 6.18. Evolución de la longitud de ciclo para el caso 1 del mejor individuo y el valor promedio

La Figura 6.19 muestra la evolución del margen de apagado a 0 MWd/tHM para los mejores individuos de cada generación, para todos los casos. Se presenta una discrepancia muy pequeña del margen de apagado entre todos los casos; por ejemplo, en la generación 200 para el margen de apagado con un valor mayor (caso 3) es de 1.34%, y un valor menor (caso 2) es de 1.29%. En la Figura 6.19 se observa que el margen de apagado de cada caso converge a un valor.

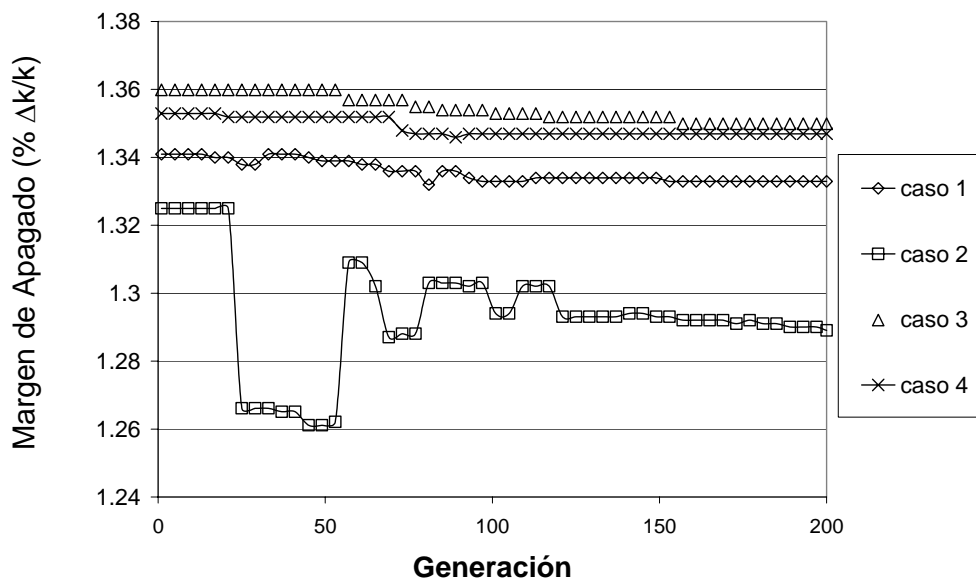


Figura 6.19. Evolución del margen de apagado del mejor individuo en cada generación

La Figura 6.20 muestra la evolución del margen de apagado para el caso 1, para el mejor individuo de cada generación y el valor promedio de los individuos que componen cada generación. Se observa que el valor promedio y el valor del mejor individuo tienden a converger a un valor común de 1.33%.

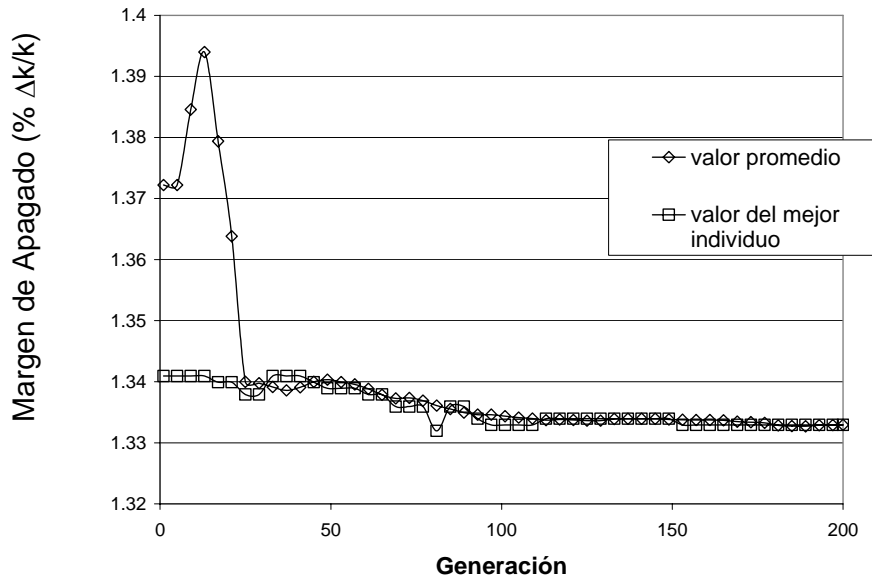


Figura 6.20. Evolución del margen de apagado para el caso 1 del mejor individuo y el valor promedio

La Figura 6.21 muestra la evolución del factor pico de potencia a 0 MWd/tHM para los mejores individuos de cada generación, para todos los casos. Se presenta una discrepancia muy pequeña entre el factor pico de potencia entre todos los casos; por ejemplo, en la generación 200 para el factor pico de potencia con un valor mayor (caso 2) es de 1.56, y un valor menor (caso 1) es de 1.53. En la Figura 6.21 se observa que el factor pico de potencia de cada caso converge a un valor.

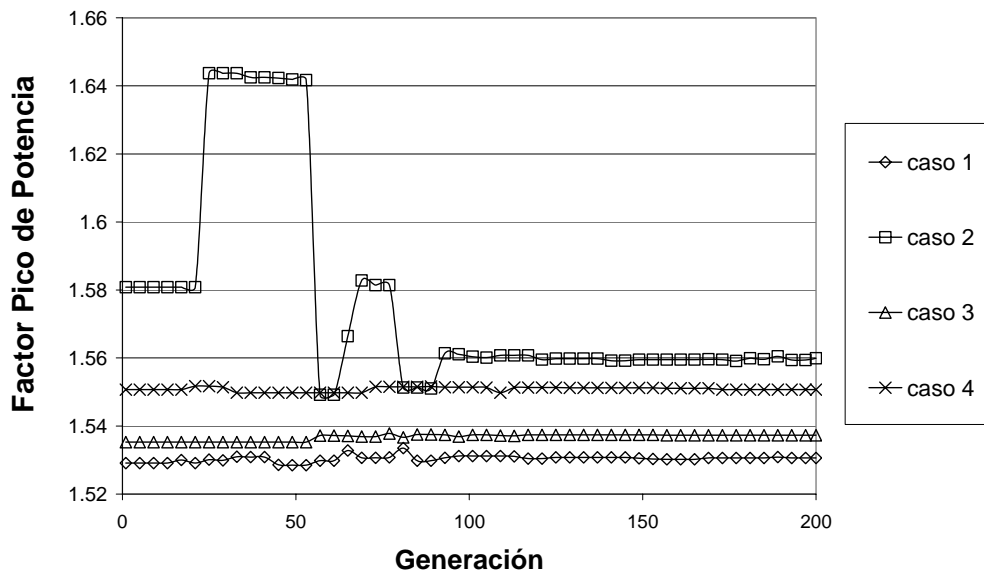


Figura 6.21. Evolución del factor pico de potencia del mejor individuo en cada generación

La Figura 6.22 muestra la evolución de la razón de generación de calor lineal para los mejores individuos de cada generación para todos los casos. Se presenta una discrepancia muy pequeña entre la razón de generación de calor lineal entre todos los casos; por ejemplo, en la generación 200 para la razón de generación de calor lineal con un valor mayor (caso 4) es de 326.9 W/cm, y un valor menor (caso 1) es de 314.8 W/cm. En la Figura 6.22 se observa que la razón de generación de calor lineal de cada caso converge a un valor.

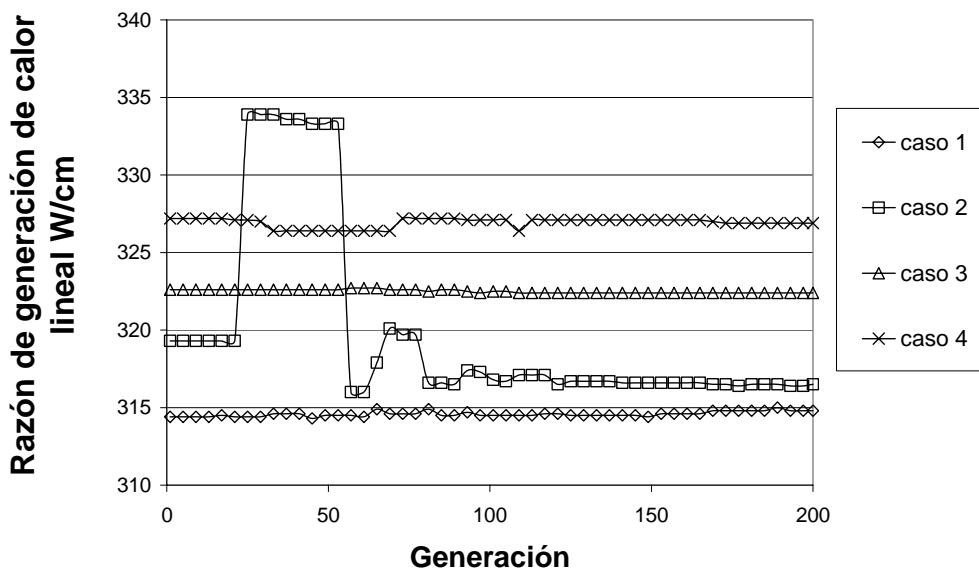


Figura 6.22. Evolución de la razón de generación de calor lineal del mejor individuo de cada generación

La Figura 6.23 muestra la evolución del quemado máximo de descarga por ensamble, para los mejores individuos de cada generación, para todos los casos. Se presenta una discrepancia muy pequeña entre el quemado máximo por ensamble entre todos los casos; por ejemplo, en la generación 200 para el quemado máximo por ensamble con un valor mayor (caso 2) es de 49220 MWd/tHM, y un valor menor (caso 4) es de 46420 MWd/tHM.

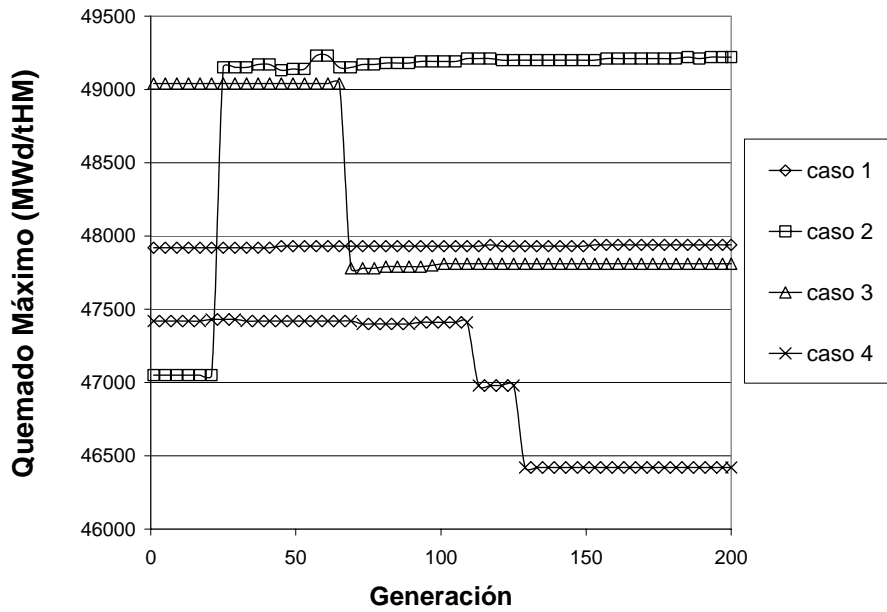


Figura 6.23. Evolución del quemado máximo por ensamble del mejor individuo de cada generación

La Figura 6.24 muestra la evolución del exceso de reactividad para los mejores individuos de cada generación, para todos los casos. Se presenta una discrepancia muy pequeña entre el exceso de reactividad entre todos los casos; por ejemplo, en la generación 200 para el exceso de reactividad con un valor mayor (casos 1, 3 y 4) es de 2.5, y un valor menor (caso 2) es de 2.48.

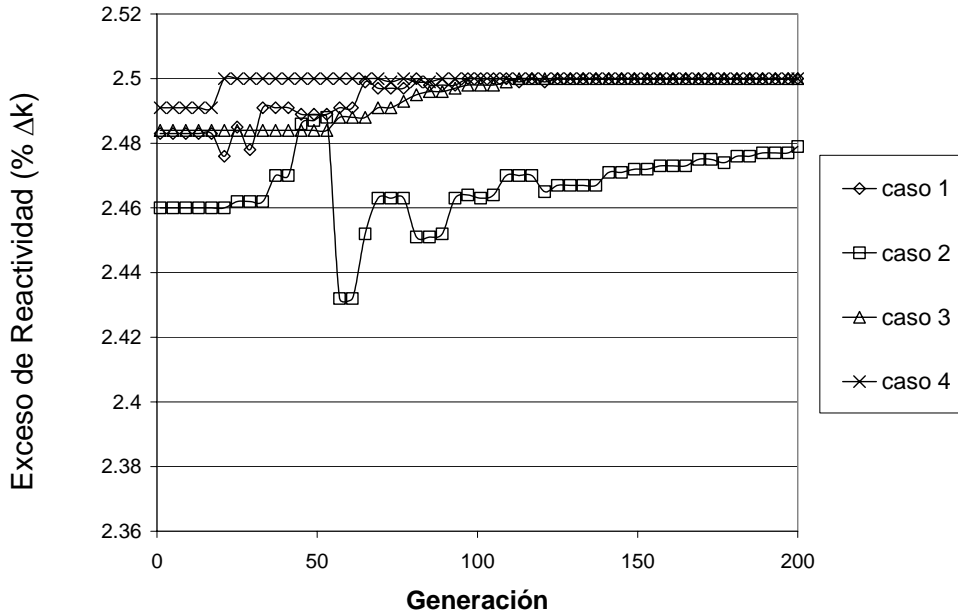


Figura 6.24. Evolución del exceso de reactividad del mejor individuo de cada generación

6.8 Conclusiones

Se diseñó una recarga de combustible con elementos transuránicos para un ciclo de equilibrio (sin la utilización de los algoritmos genéticos) con la que se obtuvo una longitud de ciclo de 10270 MWd/tHM.

Con relación al margen de apagado, el reactor compuesto al 100% del ensamble MOX Heterogéneo Estándar no satisfacía el criterio de margen de apagado, por lo que fue necesario analizar diversas posibilidades a fin de no violar este criterio. Los resultados del análisis mostraron que el ensamble de combustible debería de contener 29 barras de gadolinio con una concentración de gadolinio del 1%, con el objeto de satisfacer el criterio del SDM, aumentándose también la concentración del B-10 de las barras de control.

El patrón de recarga resultado de la aplicación de la técnica de los algoritmos genéticos, junto con ciertas reglas heurísticas obtenidas a través de la experiencia del ingeniero, produce más energía que el diseñado únicamente a través de la experiencia del ingeniero. Los resultados para el mejor patrón de recarga muestran una longitud de ciclo máxima de 10834.5 MWd/THM, al mismo tiempo que no se violan los límites térmicos de seguridad y de operación. La energía del ciclo (10834.5 MWd/tHM) es 5.5% de energía extra respecto a la energía del ciclo de un patrón de recarga generado por un ingeniero experto (10270 MWd/THM). El margen de apagado a la temperatura ambiente para este ciclo de energía es 1.14% $\Delta k / k$ en condiciones BOC, el cual es más grande que el valor límite mínimo de 1.0% $\Delta k / k$. Además, el exceso de reactividad a la temperatura de operación es 2.5% $\Delta k / k$ en condiciones BOC, lo cual es un valor aceptable para operar el reactor durante todo el ciclo.

Para tener un patrón de recarga “optimizado” usando los algoritmos genéticos, suponiendo la reglas heurísticas, se realizaron menos de 6000 evaluaciones de la función objetivo, lo cual es una cantidad muy pequeña, comparada con las 1.76×10^{180} permutaciones posibles en el cuarto de núcleo del reactor (111 factorial).

Referencias

1. Poon, P.W., Parks, G.T., “Application of Genetic Algorithms to in-core fuel management optimization”, *In: Proceedings of the Topical Mtg Math Methods and Supercomputing in Nuclear Applications*, vol. 2, p. 777, Karlsruhe, Germany, 1993.
2. De Chaine, M.D., Feltus, M.A., “Nuclear fuel management optimization using Genetic Algorithms”, *Nuclear Technology*, vol. 111, p. 109, 1995.
3. Yamamoto, “Loading pattern optimization using Genetic Algorithms”, *In: Proceedings of the International Conference on Physics of Reactors PHYSOR 96*, vol. 3, p. 1-48, Mito, Japan, 1996.
4. Back, T., Heistermann, J., Kappler, C., Zamparelli, M., “Evolutionary algorithms support refueling of pressurized water reactors”, *In: Proceedings of the Third IEEE Conference on Evolutionary Computation*, Piscataway, NJ, p. 104, 1996.
5. J.L. Francois, H.A. López, “SOPRAG: A System for Boiling Water Reactors Reload Pattern Optimization using Genetic Algorithms”, *Annals of nuclear energy*, vol. 26/12, p. 1053-1063, 1999.
6. C. Martín del Campo, J. L. François, L. Avendaño, M. González, “Development of a BWR loading pattern based on modified genetic algorithms and knowledge”, *Annals of Nuclear Energy*, vol. 31, Issue16, p. 1901-1911, 2004.
7. *Nuclear Fuel Management*, Harvey W. Graves, JOHN WILEY & SONS, USA, 1976.
8. Haling, R. K., “Operating strategy for maintaining an optimal power distribution throughout life”. *ANS Topical Meeting on Nuclear Performance of Power Reactor Cores*. TID 1672, 1963.
9. HELIOS Methods, Studsvik Scandpower, 1998.
10. Scandpower, User Manual for TABGEN, FMS Volume II, 1992.
11. ScandPower A/S, Int. Consultants, *User Manual CM-PRESTO-91 Models*, Revisión 3, 1991.
12. Goldberg, D.E., *Genetic Algorithms in Search, Optimization, and Machine Learning*. Addison-Wesley Publishing Company, Addison-Wesley, Reading, MA, 1989.

Conclusiones

En esta sección se presenta únicamente una síntesis de los resultados más importantes de esta tesis, puesto que en cada capítulo ya se incluyó una sección de conclusiones. Se presentan también algunas sugerencias de posibles trabajos futuros relacionados con el tema de esta tesis.

Los resultados obtenidos en este trabajo muestran que desde el punto de vista neutrónico es factible diseñar el núcleo de un reactor tipo BWR con combustible MOX, compuesto de actínidos provenientes del reciclado del combustible gastado y uranio. Entre los aspectos positivos de la utilización de este tipo de combustible MOX, se puede mencionar lo siguiente:

- Menor producción de actínidos. Un problema con la disposición definitiva del combustible gastado en un repositorio geológico es su radiotoxicidad, la cual se debe principalmente a los actínidos altamente radiotóxicos. Por consiguiente, una reducción en la cantidad de actínidos, reducirá el volumen y la radiotoxicidad del combustible gastado
- Menor consumo de uranio natural. El empleo de los isótopos físis ^{239}Pu y ^{241}Pu en el combustible del primer reciclado (compuesto de actínidos provenientes del reciclado del combustible gastado), da lugar a que se necesite menos enriquecimiento de uranio ^{235}U en este combustible del primer reciclado. Por consiguiente, el combustible del primer reciclado emplea menos uranio natural que el combustible del ciclo directo, para la misma producción de energía eléctrica, teniéndose menos consumo de uranio natural.
- Menor exceso de reactividad inicial. El aumento en la cantidad de actínidos menores implica un comportamiento más plano del factor de multiplicación de neutrones (k_{eff}) con el quemado del combustible; esto es, una disminución en el exceso de reactividad inicial. Un comportamiento plano de la k_{eff} implica una mejor maniobrabilidad del reactor nuclear.

Los principales resultados de esta tesis fueron los siguientes:

Primeramente se estudió el desempeño del código HELIOS en relación con el cálculo de un ensamble tipo BWR con combustible MOX compuesto de actínidos (benchmark de la Agencia de Energía Nuclear), mediante la comparación con diferentes códigos y bibliotecas de datos nucleares utilizados por los participantes en el benchmark. En el benchmark se analizó el caso de una celda de combustible compuesta de uranio enriquecido y actínidos provenientes del reciclado de combustible gastado. Los resultados obtenidos con el código HELIOS son comparables con aquellos reportados con otros códigos de la comunidad nuclear. La comparación de los eigenvalores como función del quemado muestra una diferencia máxima del 3% entre los diferentes participantes del benchmark. En la comparación de las densidades atómicas se presentaron diferencias significativas entre todos los códigos, en especial en el caso del ^{237}Np se presentan diferencias del 12%.

Se diseñaron ensambles de combustible homogéneos; esto es, ensambles cuyas barras de combustible al inicio del ciclo de radiación son todas iguales. Se analizan dos tipos de ensambles de combustibles homogéneos, uno con uranio, plutonio y actínidos

menores; y otro con únicamente uranio y plutonio, sin actínidos menores. Para cada ensamble de combustible se utilizaron dos quemados de descarga: 38 y 48 GWd/tHM; y tres tipos de uranio: uranio procedente de las colas de enriquecimiento, uranio natural y uranio procedente del combustible gastado. Además, se tomaron en cuenta hasta dos reciclados del combustible. Los resultados obtenidos mostraron que la disminución en la radiotoxicidad del combustible gastado después de uno o dos reciclados en un BWR es pequeña para los ensambles homogéneos estudiados, alcanzando a lo más un factor de reducción de 2.2 respecto al ciclo directo.

Puesto que los ensambles homogéneos presentan valores altos en el factor pico de potencia, con un valor de 2, se diseñaron ensambles heterogéneos; esto es, las barras de combustible no contienen todas las mismas composiciones de uranio y actínidos al inicio del ciclo de irradiación. Se diseñaron tres tipos de ensambles heterogéneos: MOX estándar, MOX-UE y CORAIL. Los valores en el factor pico de potencia de estos ensambles resultaron ser adecuados, con valores menores a 1.5. Los diferentes diseños de ensambles heterogéneos no presentan una gran diferencia en el consumo de la cantidad de transuránicos (plutonio y actínidos menores). La reducción en la cantidad de plutonio, para un primer reciclado con estos ensambles heterogéneos, respecto al ciclo directo, es apreciable, con reducciones entre el 20% y 30%. Con respecto a la reducción en la cantidad de actínidos menores, se tienen reducciones entre el 30% y 40%. Con el objeto de tener un menor consumo de uranio natural conviene utilizar los ensambles MOX estándar y CORAIL, con los cuales se tienen ahorros de uranio natural respecto al ciclo directo del 7.2% y 7.1% respectivamente.

Se desarrolló un algoritmo para el diseño radial preliminar de ensambles de combustible heterogéneos, en el cual los ensambles de combustible alcanzaron quemados de descarga de 48 GWd/tHM y cumplieron con un valor adecuado del factor pico de potencia (con valores menores de 1.5) y de la k_{∞} ($k_{\infty}=1.03$).

Una vez diseñado el ensamble de combustible heterogéneo estándar, se procedió con un método de optimización para encontrar el mejor arreglo de las barras de combustible que disminuyera la concentración del contenido transuránico descargado en el repositorio y el factor pico de potencia. Para este fin, se utilizó el algoritmo de optimización Búsqueda Tabú. Utilizando la Búsqueda Tabú se observa que la disminución en la concentración transuránica no presenta una mejora, sino todo lo contrario, un aumento despreciable, alrededor del 0.1%. Este aumento es debido a que la concentración transuránica depende principalmente del espectro de neutrones y el exceso de neutrones, y no tanto de la localización de las barras en el ensamble. Además, utilizando la Búsqueda Tabú se observa una ligera disminución del factor pico de potencia de 1.468 a 1.452.

Con el arreglo de las barras de combustible MOX obtenidas a través de la Búsqueda Tabú, para el ensamble heterogéneo estándar, se diseñó el núcleo de un reactor tipo BWR utilizando al 100% estos ensambles MOX y se realizó un análisis de multiciclos para un reactor como el de la Central Nuclear Laguna Verde, hasta obtener un ciclo de equilibrio de 18 meses con una energía de ciclo de equilibrio de 10270 MWd/tHM. Además, para obtener un margen de apagado aceptable en un núcleo cargado totalmente con combustibles MOX, como el aquí diseñado, fue necesario aumentar el contenido isotópico del Boro-10 en las barras de control a un 90%; además de incluir 16 barras de gadolinio con una concentración en dióxido de gadolinio del 1%.

Finalmente, con el diseño del núcleo de un reactor tipo BWR con combustibles MOX, se usó el método de optimización de los Algoritmos Genéticos para determinar la localización óptima de los ensambles de combustibles MOX en las posiciones del núcleo, para maximizar la energía de ciclo. Los resultados para el mejor patrón de recarga muestran una energía de ciclo de 10834.5 MWd/tHM, la cual es 5.5% de energía extra respecto a la energía del ciclo de un patrón de recarga generado por un ingeniero experto (10270 MWd/tHM).

Por consiguiente, este trabajo es un indicador prometedor que sugiere la realización de estudios más detallados, donde se pueden maximizar los beneficios y minimizar los costos y otros inconvenientes realizados con el reprocesamiento.

A continuación se presentan algunas sugerencias de trabajos futuros relacionados con el tema de esta tesis, y que quedaron fuera del alcance de este trabajo.

Realizar una optimización en forma conjunta del diseño radial y axial del combustible, así como del diseño del patrón de recarga de combustible en el núcleo.

Estudiar el comportamiento de combustibles compuestos de actínidos (provenientes del reciclado del combustible gastado) empleando torio en lugar del uranio. El análisis de este tipo de combustibles es importante puesto que con éstos se tiene una segunda fuente de combustible nuclear (torio en lugar de uranio), además de que se esperaría tener una menor producción de actínidos.

Un análisis económico del reciclado de actínidos debe considerarse para trabajos a futuro, a fin de estudiar la factibilidad económica de emplear el reciclado de actínidos en reactores tipo BWR.

Efectuar análisis de transitorios y estabilidad del comportamiento del núcleo de un reactor cuyo combustible está compuesto de actínidos provenientes del multireciclado del combustible gastado. La importancia de este análisis es verificar que los diseños de combustible propuestos para el núcleo de un reactor son seguros desde el punto de vista de operación del reactor.

Otra opción no estudiada en este trabajo es el empleo del plutonio grado armamento en el diseño de combustible. El empleo del plutonio grado armamento; es decir, aquél que proviene del desmantelamiento de armas nucleares, es importante para la reducción de la amenaza de las armas nucleares.

Apéndice A

Física del Balance de Masas de los Actínidos

A.1 Introducción

En el caso de México se utiliza como reactor LWR un reactor nuclear de agua hirviendo (BWR). En este reactor, la densidad del moderador presenta distintas fracciones de vacíos a lo largo de la parte axial del reactor. Por consiguiente es conveniente analizar cómo influye la fracción de vacíos en la producción y destrucción del reciclado de los actínidos.

En este apéndice se describe la física involucrada en la producción y destrucción de los elementos transuránicos y en particular de los actínidos menores, para el ensamble de combustible heterogéneo estándar, utilizando distintas fracciones de vacíos: 0%, 40% y 70%.

A.2 Balance de masa de los actínidos

En la Figura A.1, se muestra la producción y destrucción de los actínidos provenientes de un primer reciclado para el ensamble heterogéneo estándar con distintas fracciones de vacíos.

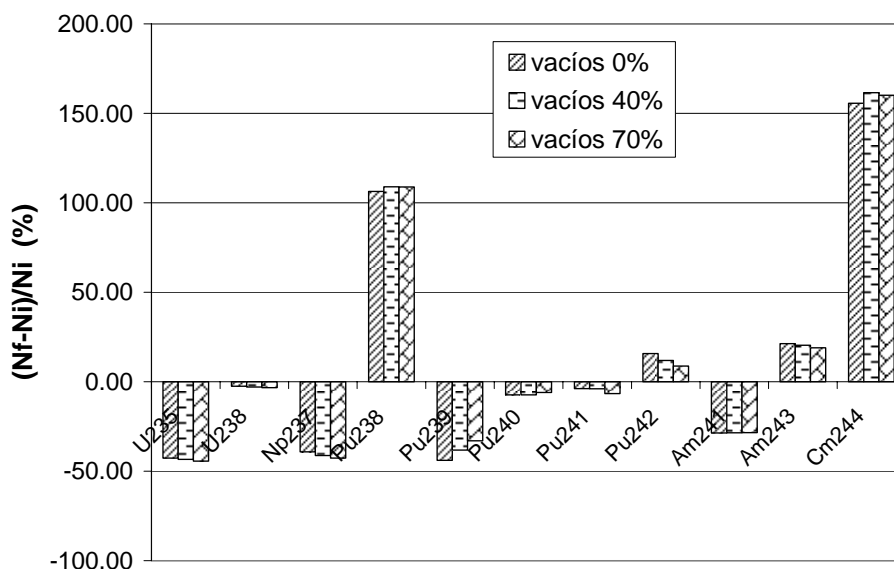


Figura A.1. Balance de masas para un ensamble MOX compuesto de TRU y Uranio de las colas, con un quemado de descarga de 48GWd/tHM

Respecto a cada actínido se observan los siguientes resultados:

- ^{235}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{241}Pu . Estos isótopos presentan un consumo neto. Se observa que conforme aumenta la fracción de vacíos, el consumo de estos actínidos aumenta muy poco.
- ^{238}Pu y ^{244}Cm . Estos isótopos presentan una producción neta en cualquier tipo de ensamble. La producción de estos isótopos aumenta muy poco conforme aumenta la fracción de vacíos hasta llegar a 40% de vacíos, para posteriormente disminuir.
- ^{242}Pu y ^{243}Am . Estos isótopos presentan una producción neta en cualquier tipo de ensamble. La producción de estos isótopos disminuye muy poco conforme aumenta la fracción de vacíos.
- ^{239}Pu , ^{240}Pu y ^{241}Am . Estos isótopos presentan un consumo neto para cualquier tipo de ensamble. El consumo de estos isótopos disminuye muy poco conforme aumenta la fracción de vacíos.

A.3 Espectro de neutrones

Con el objeto explicar la física que interviene en la producción y destrucción de los actínidos, es conveniente analizar primero cómo varía el espectro de neutrones cuando se varía la fracción de vacíos. Una manera de cuantificar rápidamente el espectro de neutrones es obteniendo el cociente del flujo rápido entre el flujo térmico (ϕ_1 / ϕ_2). En este trabajo se utilizó un corte de energía entre el grupo rápido y el grupo térmico de 1.84 eV, el cual permite tomar en cuenta las principales resonancias de los actínidos. Mientras más pequeño sea el cociente, más suave será el espectro. En la Figura A.2 se presenta el espectro de neutrones para los diferentes vacíos. Como es de esperarse, se observa que la razón del flujo rápido respecto al térmico aumenta, cuando se aumenta la fracción de vacíos. Por consiguiente, los neutrones tienden a concentrarse en la región de las resonancias de las secciones eficaces de captura y fisión.

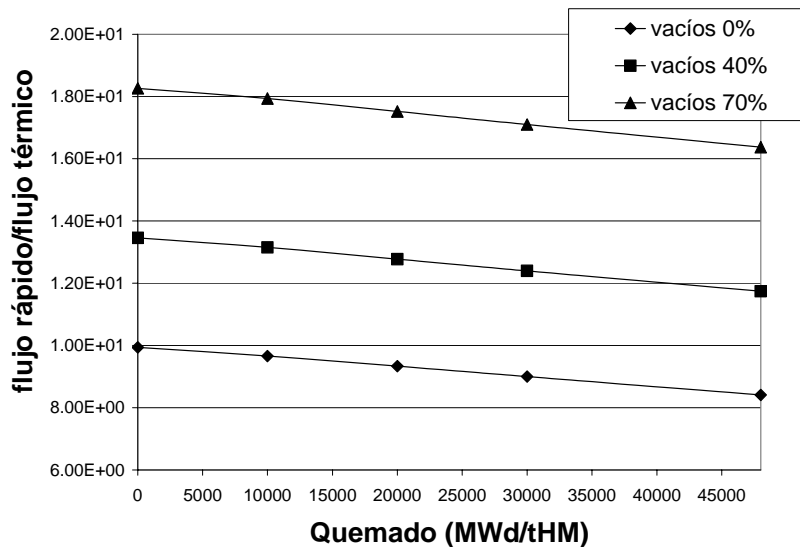


Figura A.2. Variación del espectro de neutrones con diferentes razones de moderación

A.4 Análisis físico de la producción y destrucción de los actínidos

Los procesos físicos que intervienen en la producción y destrucción de actínidos se muestran en la Figura A.3:

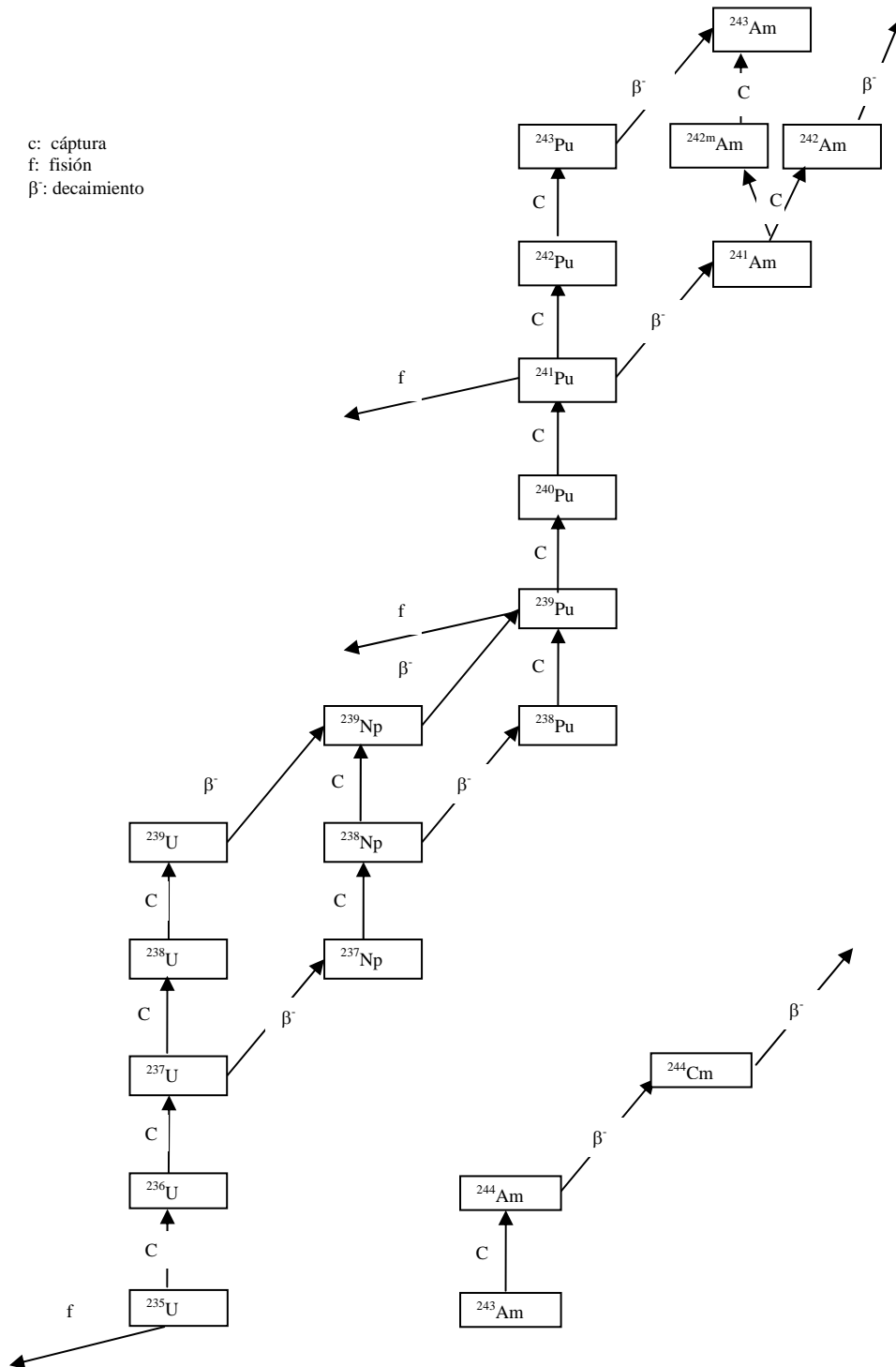


Figura A.3. Procesos físicos que intervienen en la transmutación de actínidos¹

¹ Los decaimientos α y β^+ no son tomados en cuenta puesto que son despreciables.

En las Tablas A.1 a A.6 se muestran las tasas de reacción de captura, absorción, fisión y decaimiento de todos los actínidos al principio y al final del ciclo de irradiación. Estas tasas de reacción son obtenidas utilizando el código HELIOS [1]. Los procesos físicos que intervienen en la producción y destrucción de actínidos cuando se varía la fracción de vacíos, se describen a continuación:

^{235}U . El consumo neto de este isótopo físil es debido a la absorción de neutrones por parte de este isótopo tanto del grupo rápido como térmico. La absorción de neutrones es debido tanto a la captura de neutrones como a las fisiones tanto del grupo rápido como térmico. Si la fracción de vacíos aumenta, da lugar a que aumenta la sección eficaz de absorción del grupo rápido y disminuye la sección eficaz de absorción del grupo térmico. Sin embargo, el ritmo de aumento en la sección eficaz de absorción del grupo rápido es mayor al ritmo de disminución del grupo térmico; por consiguiente aumenta el consumo de ^{235}U , cuando se aumenta la fracción de vacíos.

^{238}U . El consumo neto de este isótopo físil es debido a la absorción de neutrones por parte de este isótopo tanto del grupo rápido como térmico. La absorción de neutrones es debido principalmente a la captura de neutrones del grupo rápido. Si la fracción de vacíos aumenta, da lugar a que aumenta la sección eficaz de absorción del grupo rápido y disminuya la sección eficaz de absorción del grupo térmico. Sin embargo, el ritmo de aumento en la sección eficaz de absorción del grupo rápido es mayor al ritmo de disminución del grupo térmico; por consiguiente aumenta el consumo de ^{238}U , cuando se aumenta la fracción de vacíos.

^{237}Np . Cuando se captura un neutrón por parte del ^{236}U se produce ^{237}U , el cual decae con una vida media muy pequeña en ^{237}Np ; en otras palabras, la captura de neutrones por parte del ^{236}U produce ^{237}Np . El consumo del ^{237}Np es debido a la absorción de neutrones por parte de este isótopo. En los espectros tanto térmicos como rápidos, el ritmo de absorción de neutrones por parte del ^{237}Np domina al ritmo de captura del ^{237}U ; dando lugar a que se tenga un consumo neto del ^{237}Np . Además, un aumento en la fracción de vacíos implica un aumento principalmente tanto en la sección eficaz de captura del grupo rápido del ^{236}U como de la sección eficaz de absorción del grupo rápido del ^{237}Np ; sin embargo, se presentan más absorciones por parte del ^{237}Np que capturas del ^{236}U , implicando un aumento en el consumo del ^{237}Np cuando se aumenta la fracción de vacíos.

^{238}Pu . Cuando se captura un neutrón por parte del ^{237}Np se produce ^{238}Np , el cual decae con una vida media muy pequeña en ^{238}Pu ; en otras palabras, la captura de neutrones por parte del ^{237}Np produce ^{238}Pu . El consumo del ^{238}Pu es debido a la absorción de neutrones por parte de este isótopo. En los espectros tanto térmicos como rápidos, el ritmo de absorción de neutrones por parte del ^{238}Pu es dominado por el ritmo de capturas del ^{237}Np ; dando lugar a que se tenga una producción neta del ^{238}Pu . Además, un aumento en la fracción de vacíos implica un aumento principalmente tanto en la sección eficaz de captura del grupo rápido del ^{237}Np como de la sección eficaz de absorción del grupo rápido del ^{238}Pu ; sin embargo, se presentan más capturas por parte del ^{237}Np que absorciones del ^{238}Pu , implicando un aumento en la producción del ^{238}Pu cuando se aumenta la fracción de vacíos.

^{239}Pu . Cuando se captura un neutrón por parte del ^{238}U se produce ^{239}U , el cual decae con una vida media muy pequeña en ^{239}Np , el cual a su vez decae con una vida media muy corta en ^{239}Pu ; en otras palabras, la captura de neutrones por parte del ^{238}U produce ^{239}Pu . La captura de neutrones por parte del ^{238}Pu también produce ^{239}Pu . Cuando se captura un neutrón por parte del ^{238}Np se produce ^{239}Np , el cual decae con una vida media muy pequeña en ^{239}Pu ; en otras palabras, la captura de neutrones por parte del ^{238}Np produce ^{239}Pu . La producción de ^{239}Pu por capturas de neutrones por parte del ^{238}Np y ^{238}Pu es despreciable, respecto a las capturas de neutrones por parte del ^{238}U . El consumo del ^{239}Pu es debido a la absorción de neutrones por parte de este isótopo. En los espectros tanto térmicos como rápidos, el ritmo de absorción de neutrones por parte del ^{239}Pu domina al ritmo de captura del ^{238}U ; dando lugar a que se tenga un consumo neto del ^{239}Pu . Además, un aumento en la fracción de vacíos implica un aumento principalmente tanto en la sección eficaz de captura del grupo rápido del ^{238}U como de la sección eficaz de absorción del grupo rápido del ^{239}Pu ; sin embargo, se presentan más capturas por parte del ^{238}U que absorciones del ^{239}Pu , implicando una disminución en el consumo del ^{239}Pu cuando se aumenta la fracción de vacíos.

^{240}Pu . La producción del ^{240}Pu es debido a la captura de neutrones por parte del ^{239}Pu ; y el consumo del ^{240}Pu es debido a la absorción de neutrones por parte de este isótopo. El ritmo de captura de neutrones por parte del ^{239}Pu es dominada por el ritmo de absorción de neutrones por parte del ^{240}Pu ; dando lugar a que se tenga un consumo neto del ^{240}Pu . Además, un aumento en la fracción de vacíos implica un aumento principalmente tanto en la sección eficaz de captura del grupo rápido del ^{239}Pu como de la sección eficaz de absorción del grupo rápido del ^{240}Pu ; sin embargo, se presentan más capturas por parte del ^{239}Pu que absorciones del ^{240}Pu , implicando una disminución en el consumo del ^{239}Pu cuando se aumenta la fracción de vacíos.

^{241}Pu . La producción del ^{241}Pu es debido a la captura de neutrones por parte del ^{240}Pu ; y el consumo del ^{241}Pu es debido a la absorción de neutrones y decaimiento por parte de este isótopo. El ritmo de captura de neutrones por parte del ^{240}Pu es dominada por el ritmo de absorción de neutrones y decaimiento por parte del ^{241}Pu ; dando lugar a que se tenga un consumo neto del ^{241}Pu . Además, un aumento en la fracción de vacíos implica un aumento principalmente tanto en la sección eficaz de captura del grupo rápido del ^{240}Pu como de la sección eficaz de absorción del grupo rápido del ^{241}Pu ; sin embargo, se presentan menos capturas por parte del ^{240}Pu que absorciones del ^{241}Pu , implicando un aumento en el consumo del ^{239}Pu cuando se aumenta la fracción de vacíos.

^{242}Pu . La producción del ^{242}Pu es debido a la captura de neutrones por parte del ^{241}Pu ; y el consumo del ^{242}Pu es debido a la absorción de neutrones por parte de este isótopo. El ritmo de captura de neutrones por parte del ^{241}Pu domina al ritmo de absorción de neutrones por parte del ^{242}Pu ; dando lugar a que se tenga una producción neta del ^{242}Pu . Además, un aumento en la fracción de vacíos implica un aumento principalmente tanto en la sección eficaz de captura del grupo rápido del ^{241}Pu como de la sección eficaz de absorción del grupo rápido del ^{240}Pu ; sin embargo, se presentan menos capturas por parte del ^{241}Pu que absorciones del ^{242}Pu , implicando una disminución en la producción del ^{242}Pu cuando se aumenta la fracción de vacíos.

^{241}Am . La producción del ^{241}Am es debido al decaimiento del ^{241}Pu ; y el consumo del ^{241}Am es debido a la absorción de neutrones por parte de este isótopo. El ritmo de decaimiento por parte del ^{241}Pu es dominado por el ritmo de absorción de neutrones por

parte del ^{241}Am ; dando lugar a que se tenga un consumo neto del ^{241}Am . Además, un aumento en la fracción de vacíos implica un aumento en la sección eficaz de absorción del grupo rápido del ^{241}Am y una disminución mayor en la sección eficaz de absorción del grupo térmico; dando lugar a que disminuyan las absorciones del ^{241}Am ; la rapidez de decaimiento del ^{241}Pu casi no varía conforme se aumenta la fracción de vacíos. Por consiguiente, conforme se aumenta la fracción de vacíos se disminuye el consumo de ^{241}Am .

^{243}Am . Cuando se captura un neutrón por parte del ^{242}Pu se produce ^{243}Pu , el cual decae con una vida media muy pequeña en ^{243}Am ; en otras palabras, la captura de neutrones por parte del ^{242}Pu produce ^{243}Am . Además, cuando se captura un neutrón por parte del $^{242\text{m}}\text{Am}$ se produce ^{243}Am . Sin embargo la rapidez de producción de ^{243}Am por parte de las capturas del $^{242\text{m}}\text{Am}$ es despreciable respecto a las capturas por parte del ^{242}Pu ; en otras palabras, la producción de ^{243}Am es debida principalmente a la captura de neutrones por parte del ^{242}Pu . El consumo del ^{243}Am es debido a la absorción de neutrones por parte de este isótopo. En los espectros tanto térmicos como rápidos, el ritmo de absorción de neutrones por parte del ^{243}Am es dominada por el ritmo de captura de neutrones del ^{242}Pu ; dando lugar a que se tenga una producción neta del ^{243}Am . Además, un aumento en la fracción de vacíos implica un aumento principalmente tanto en la sección eficaz de captura del grupo rápido del ^{242}Pu como de la sección eficaz de absorción del grupo rápido del ^{243}Am ; sin embargo, se presentan más absorciones por parte del ^{243}Am que capturas del ^{242}Pu , implicando una disminución en la producción del ^{243}Am cuando se aumenta la fracción de vacíos.

^{244}Cm . Cuando se captura un neutrón por parte del ^{243}Am se produce ^{244}Am , el cual decae con una vida media muy pequeña en ^{244}Cm ; en otras palabras, la captura de neutrones por parte del ^{243}Am produce ^{244}Cm . El consumo del ^{244}Cm es debido a la absorción de neutrones y decaimiento por parte de este isótopo. El ritmo de captura de neutrones por parte del ^{243}Am domina al ritmo de absorción de neutrones y decaimiento por parte del ^{244}Cm ; dando lugar a que se tenga una producción de ^{244}Cm . Además, un aumento en la fracción de vacíos implica un aumento principalmente tanto en la sección eficaz de captura del grupo rápido del ^{243}Am como de la sección eficaz de absorción del grupo rápido del ^{244}Cm , y una disminución en la sección eficaz de captura del grupo térmico del ^{243}Am . Se presentan más capturas por parte del ^{243}Am que absorciones del ^{244}Cm hasta la fracción de vacíos del 40% (implicando un aumento en la producción del ^{244}Cm cuando se aumenta la fracción de vacíos); mientras que para fracciones de vacíos mayores del 40%, se presentan menos capturas por parte del ^{243}Am que absorciones del ^{244}Cm , debido a una disminución pequeña en la sección eficaz de capturas del grupo térmico del ^{243}Am .

A.5 Tasas de Reacción de Fisión, Absorción y Captura.

Tabla A.1. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 0 MWd/tHM y 0% de vacíos

	Absorción del grupo rápido	Absorción del grupo térmico	Captura del grupo rápido	Captura del grupo térmico	Fisión del grupo rápido	Fisión del grupo térmico	Decaimiento
²³⁵ U	8.42E+10	7.46E+10	2.97E+10	1.08E+10	5.45E+10	6.38E+10	1.69E+03
²³⁶ U	1.27E-05	1.30E-07	1.21E-05	1.28E-07	5.81E-07	1.21E-09	9.38E-12
²³⁷ U	1.17E-05	9.74E-06	1.08E-05	9.70E-06	9.45E-07	4.08E-08	1.19E-02
²³⁸ U	2.81E+12	1.45E+11	2.36E+12	1.45E+11	4.52E+11	6.15E+05	1.05E+05
²³⁷ Np	2.78E+11	2.08E+11	2.60E+11	2.08E+11	1.81E+10	9.47E+06	1.77E+06
²³⁸ Np	2.08E-05	5.01E-05	2.25E-06	4.60E-06	1.86E-05	4.55E-05	3.80E-02
²³⁹ Np	1.92E-05	1.82E-06	1.80E-05	1.82E-06	1.22E-06	0.00E+00	3.41E-02
²³⁸ Pu	7.45E+10	6.87E+10	5.06E+10	6.67E+10	2.38E+10	2.03E+09	2.11E+10
²³⁹ Pu	2.17E+12	5.60E+12	7.77E+11	1.93E+12	1.40E+12	3.67E+12	1.39E+09
²⁴⁰ Pu	4.52E+11	2.06E+12	3.62E+11	2.05E+12	9.01E+10	4.16E+08	2.66E+09
²⁴¹ Pu	8.36E+11	1.05E+12	1.72E+11	2.61E+11	6.64E+11	7.86E+11	4.79E+11
²⁴² Pu	3.44E+11	1.44E+10	3.23E+11	1.44E+10	2.14E+10	5.41E+05	1.42E+07
²⁴¹ Am	2.78E+11	4.53E+11	2.62E+11	4.51E+11	1.67E+10	2.55E+09	7.35E+09
^{242m} Am	4.83E-05	2.34E-04	6.37E-06	3.92E-05	4.19E-05	1.94E-04	1.56E-06
²⁴³ Am	1.00E+11	1.68E+11	9.50E+10	1.68E+11	5.26E+09	1.33E+08	1.79E+08
²⁴⁴ Cm	4.68E+10	4.71E+08	4.34E+10	4.49E+08	3.35E+09	2.24E+07	2.40E+10

Tabla A.2. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 4800 MWd/tHM y 0% de vacíos

	Absorción del grupo rápido	Absorción del grupo térmico	Captura del grupo rápido	Captura del grupo térmico	Fisión del grupo rápido	Fisión del grupo térmico	Decaimiento
²³⁵ U	5.74E+10	6.23E+10	2.03E+10	9.01E+09	3.71E+10	5.33E+10	9.68E+02
²³⁶ U	7.06E+09	1.25E+08	6.73E+09	1.24E+08	3.37E+08	1.16E+06	4.85E+03
²³⁷ U	3.48E+07	4.47E+07	3.21E+07	4.45E+07	2.71E+06	1.87E+05	2.97E+10
²³⁸ U	3.24E+12	2.39E+11	2.75E+12	2.39E+11	4.99E+11	1.02E+06	1.02E+05
²³⁷ Np	1.99E+11	1.80E+11	1.87E+11	1.80E+11	1.26E+10	8.60E+06	1.08E+06
²³⁸ Np	2.26E+08	7.52E+08	2.44E+07	6.89E+07	2.02E+08	6.83E+08	3.50E+11
²³⁹ Np	1.93E+09	2.94E+08	1.81E+09	2.94E+08	1.17E+08	0.00E+00	2.89E+12
²³⁸ Pu	1.81E+11	2.52E+11	1.24E+11	2.44E+11	5.69E+10	7.42E+09	4.36E+10
²³⁹ Pu	1.54E+12	4.91E+12	5.66E+11	1.72E+12	9.77E+11	3.19E+12	7.82E+08
²⁴⁰ Pu	5.01E+11	2.58E+12	4.06E+11	2.58E+12	9.52E+10	5.26E+08	2.47E+09
²⁴¹ Pu	9.56E+11	1.80E+12	1.98E+11	4.53E+11	7.57E+11	1.35E+12	4.61E+11
²⁴² Pu	4.52E+11	2.76E+10	4.24E+11	2.76E+10	2.82E+10	1.14E+06	1.64E+07
²⁴¹ Am	2.33E+11	4.73E+11	2.19E+11	4.70E+11	1.36E+10	2.62E+09	5.24E+09
^{242m} Am	1.65E+10	8.65E+10	2.17E+09	1.45E+10	1.43E+10	7.20E+10	4.59E+08
²⁴³ Am	1.44E+11	2.51E+11	1.37E+11	2.51E+11	7.25E+09	2.03E+08	2.17E+08
²⁴⁴ Cm	1.40E+11	2.26E+09	1.30E+11	2.15E+09	9.80E+09	1.10E+08	6.12E+10

Tabla A.3. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 0 MWd/tHM y 40% de vacíos

	Absorción del grupo rápido	Absorción del grupo térmico	Captura del grupo rápido	Captura del grupo térmico	Fisión del grupo rápido	Fisión del grupo térmico	Decaimiento
²³⁵ U	1.01E+11	6.62E+10	3.54E+10	9.55E+09	6.59E+10	5.67E+10	1.69E+03
²³⁶ U	1.47E-05	1.18E-07	1.40E-05	1.17E-07	7.01E-07	1.10E-09	9.38E-12
²³⁷ U	1.40E-05	8.65E-06	1.28E-05	8.61E-06	1.19E-06	3.62E-08	1.19E-02
²³⁸ U	3.30E+12	1.31E+11	2.75E+12	1.31E+11	5.46E+11	5.56E+05	1.05E+05
²³⁷ Np	3.31E+11	2.03E+11	3.09E+11	2.03E+11	2.25E+10	8.85E+06	1.77E+06
²³⁸ Np	2.43E-05	4.52E-05	2.64E-06	4.16E-06	2.17E-05	4.11E-05	3.80E-02
²³⁹ Np	2.29E-05	1.64E-06	2.14E-05	1.64E-06	1.53E-06	0.00E+00	3.41E-02
²³⁸ Pu	9.07E+10	5.94E+10	6.09E+10	5.76E+10	2.99E+10	1.75E+09	2.11E+10
²³⁹ Pu	2.58E+12	4.95E+12	9.14E+11	1.71E+12	1.67E+12	3.24E+12	1.39E+09
²⁴⁰ Pu	5.41E+11	1.97E+12	4.29E+11	1.97E+12	1.12E+11	3.98E+08	2.66E+09
²⁴¹ Pu	9.80E+11	9.13E+11	2.00E+11	2.28E+11	7.80E+11	6.85E+11	4.79E+11
²⁴² Pu	3.78E+11	1.35E+10	3.51E+11	1.35E+10	2.65E+10	4.83E+05	1.42E+07
²⁴¹ Am	3.29E+11	4.23E+11	3.09E+11	4.21E+11	2.05E+10	2.39E+09	7.35E+09
^{242m} Am	5.70E-05	2.07E-04	7.51E-06	3.47E-05	4.95E-05	1.73E-04	1.56E-06
²⁴³ Am	1.19E+11	1.73E+11	1.12E+11	1.73E+11	6.46E+09	1.38E+08	1.79E+08
²⁴⁴ Cm	5.40E+10	4.22E+08	4.99E+10	4.02E+08	4.09E+09	1.98E+07	2.40E+10

Tabla A.4. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 48000 MWd/tHM y 40% de vacíos

	Absorción del grupo rápido	Absorción del grupo térmico	Captura del grupo rápido	Captura del grupo térmico	Fisión del grupo rápido	Fisión del grupo térmico	Decaimiento
²³⁵ U	6.70E+10	5.03E+10	2.34E+10	7.26E+09	4.36E+10	4.30E+10	9.56E+02
²³⁶ U	8.51E+09	1.11E+08	8.08E+09	1.10E+08	4.26E+08	1.04E+06	5.14E+03
²³⁷ U	4.79E+07	4.35E+07	4.40E+07	4.33E+07	3.97E+06	1.82E+05	3.48E+10
²³⁸ U	3.75E+12	2.00E+11	3.16E+12	2.00E+11	5.96E+11	8.52E+05	1.02E+05
²³⁷ Np	2.26E+11	1.61E+11	2.11E+11	1.61E+11	1.49E+10	7.25E+06	1.04E+06
²³⁸ Np	2.66E+08	6.41E+08	2.89E+07	5.88E+07	2.37E+08	5.82E+08	3.58E+11
²³⁹ Np	2.57E+09	2.80E+08	2.41E+09	2.80E+08	1.64E+08	0.00E+00	3.26E+12
²³⁸ Pu	2.21E+11	2.06E+11	1.50E+11	2.00E+11	7.15E+10	6.07E+09	4.42E+10
²³⁹ Pu	1.97E+12	4.44E+12	7.15E+11	1.55E+12	1.26E+12	2.89E+12	8.62E+08
²⁴⁰ Pu	5.93E+11	2.38E+12	4.76E+11	2.38E+12	1.17E+11	4.82E+08	2.47E+09
²⁴¹ Pu	1.10E+12	1.48E+12	2.26E+11	3.73E+11	8.75E+11	1.11E+12	4.60E+11
²⁴² Pu	4.77E+11	2.35E+10	4.44E+11	2.35E+10	3.35E+10	9.16E+05	1.59E+07
²⁴¹ Am	2.72E+11	4.13E+11	2.55E+11	4.11E+11	1.65E+10	2.29E+09	5.25E+09
^{242m} Am	2.13E+10	7.73E+10	2.80E+09	1.29E+10	1.85E+10	6.43E+10	5.13E+08
²⁴³ Am	1.67E+11	2.51E+11	1.58E+11	2.51E+11	8.77E+09	2.05E+08	2.15E+08
²⁴⁴ Cm	1.63E+11	1.96E+09	1.51E+11	1.87E+09	1.21E+10	9.45E+07	6.26E+10

Tabla A.5. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 0 MWd/tHM y 70% de vacíos

	Absorción del grupo rápido	Absorción del grupo térmico	Captura del grupo rápido	Captura del grupo térmico	Fisión del grupo rápido	Fisión del grupo térmico	Decaimiento
²³⁵ U	1.18E+11	5.84E+10	4.05E+10	8.41E+09	7.71E+10	5.00E+10	1.69E+03
²³⁶ U	1.63E-05	1.06E-07	1.55E-05	1.05E-07	8.25E-07	9.94E-10	9.38E-12
²³⁷ U	1.60E-05	7.63E-06	1.45E-05	7.59E-06	1.48E-06	3.20E-08	1.19E-02
²³⁸ U	3.73E+12	1.18E+11	3.09E+12	1.18E+11	6.46E+11	4.98E+05	1.05E+05
²³⁷ Np	3.81E+11	1.92E+11	3.53E+11	1.92E+11	2.74E+10	8.10E+06	1.77E+06
²³⁸ Np	2.73E-05	4.04E-05	2.99E-06	3.72E-06	2.43E-05	3.67E-05	3.80E-02
²³⁹ Np	2.64E-05	1.46E-06	2.45E-05	1.46E-06	1.88E-06	0.00E+00	3.41E-02
²³⁸ Pu	1.07E+11	5.13E+10	7.06E+10	4.98E+10	3.66E+10	1.51E+09	2.11E+10
²³⁹ Pu	2.94E+12	4.32E+12	1.03E+12	1.49E+12	1.92E+12	2.83E+12	1.39E+09
²⁴⁰ Pu	6.24E+11	1.79E+12	4.87E+11	1.79E+12	1.37E+11	3.62E+08	2.66E+09
²⁴¹ Pu	1.10E+12	7.91E+11	2.22E+11	1.97E+11	8.81E+11	5.94E+11	4.79E+11
²⁴² Pu	3.96E+11	1.25E+10	3.64E+11	1.25E+10	3.24E+10	4.28E+05	1.42E+07
²⁴¹ Am	3.77E+11	3.83E+11	3.52E+11	3.81E+11	2.46E+10	2.17E+09	7.35E+09
^{242m} Am	6.49E-05	1.83E-04	8.51E-06	3.05E-05	5.63E-05	1.52E-04	1.56E-06
²⁴³ Am	1.35E+11	1.69E+11	1.27E+11	1.69E+11	7.78E+09	1.37E+08	1.79E+08
²⁴⁴ Cm	5.98E+10	3.75E+08	5.49E+10	3.57E+08	4.90E+09	1.73E+07	2.40E+10

Tabla A.6. Tasas de reacción que intervienen en la producción y destrucción para el quemado de 48000 MWd/tHM y 70% de vacíos

	Absorción del grupo rápido	Absorción del grupo térmico	Captura del grupo rápido	Captura del grupo térmico	Fisión del grupo rápido	Fisión del grupo térmico	Decaimiento
²³⁵ U	7.56E+10	4.07E+10	2.60E+10	5.87E+09	4.97E+10	3.48E+10	9.40E+02
²³⁶ U	9.79E+09	9.75E+07	9.26E+09	9.65E+07	5.23E+08	9.12E+05	5.39E+03
²³⁷ U	6.21E+07	4.12E+07	5.64E+07	4.10E+07	5.61E+06	1.72E+05	3.98E+10
²³⁸ U	4.20E+12	1.68E+11	3.50E+12	1.68E+11	7.00E+11	7.12E+05	1.02E+05
²³⁷ Np	2.50E+11	1.42E+11	2.33E+11	1.42E+11	1.76E+10	6.12E+06	1.02E+06
²³⁸ Np	3.00E+08	5.43E+08	3.29E+07	4.99E+07	2.67E+08	4.93E+08	3.63E+11
²³⁹ Np	3.21E+09	2.59E+08	2.99E+09	2.59E+08	2.20E+08	0.00E+00	3.57E+12
²³⁸ Pu	2.60E+11	1.68E+11	1.72E+11	1.63E+11	8.73E+10	4.95E+09	4.42E+10
²³⁹ Pu	2.39E+12	3.96E+12	8.54E+11	1.38E+12	1.54E+12	2.57E+12	9.34E+08
²⁴⁰ Pu	6.87E+11	2.12E+12	5.42E+11	2.12E+12	1.45E+11	4.30E+08	2.50E+09
²⁴¹ Pu	1.19E+12	1.20E+12	2.41E+11	3.02E+11	9.52E+11	9.00E+11	4.48E+11
²⁴² Pu	4.86E+11	1.99E+10	4.46E+11	1.99E+10	3.95E+10	7.41E+05	1.54E+07
²⁴¹ Am	3.07E+11	3.55E+11	2.87E+11	3.53E+11	1.98E+10	1.97E+09	5.26E+09
^{242m} Am	2.57E+10	6.81E+10	3.38E+09	1.14E+10	2.24E+10	5.68E+10	5.54E+08
²⁴³ Am	1.86E+11	2.39E+11	1.75E+11	2.39E+11	1.04E+10	1.97E+08	2.13E+08
²⁴⁴ Cm	1.77E+11	1.66E+09	1.63E+11	1.58E+09	1.44E+10	7.88E+07	6.23E+10

Referencias

1. HELIOS, versión 1.5, Fuel Management System, Studsvik Scandpower, 1998.

Apéndice B

Búsqueda Tabú

B.1 Introducción

La Búsqueda Tabú (TS, de sus siglas en inglés: Tabu Search) es un procedimiento heurístico de "alto nivel", introducido y desarrollado en su forma actual por Fred Glover [1,2], el cual se utiliza con gran éxito para resolver problemas de optimización cuya característica principal es la de "escapar" del punto local óptimo.

En términos generales el método de TS puede esbozarse de la siguiente manera:

Se desea moverse paso a paso desde una solución inicial de un problema de optimización combinatoria hacia una solución que proporcione el valor mínimo de la función objetivo f . Para esto se puede representar a cada solución por medio de un punto x (en algún espacio X) y se define una vecindad $N(x)$ para cada punto x .

El paso básico del procedimiento consiste en empezar desde un punto x y generar un conjunto de soluciones en $N(x)$, de éstas se elige la mejor x^* y se posiciona en este nuevo punto, ya sea que $f(x^*)$ tenga o no mejor valor que $f(x)$.

La característica importante de la TS es precisamente la construcción de una lista tabú T de movimientos: aquellos movimientos que no son permitidos (movimientos tabú) en la presente iteración. La razón de esta lista es la de excluir los movimientos que nos pueden regresar a algún punto de una iteración anterior. Ahora bien, un movimiento permanece como tabú sólo durante un cierto número de iteraciones, de forma que se tiene que T es una lista cíclica donde para cada movimiento xx^* el movimiento opuesto x^*x se adiciona al final de T , donde el movimiento más viejo en T se elimina.

Las condiciones tabú tienen la meta de prevenir ciclos e inducir la exploración de nuevas regiones. La necesidad del significado de eliminar ciclos se debe a que, al moverse desde un óptimo local, una elección irrestricta de movimientos (persiguiendo aquellos con evaluaciones altas) permite igualmente regresarse al mismo óptimo local.

Sin embargo, la eliminación de ciclos no es la última meta en el proceso de búsqueda. En algunos casos, una buena trayectoria de búsqueda resultará al volver a visitar una solución encontrada anteriormente.

Las restricciones tabú no son inviolables bajo toda circunstancia. Cuando un movimiento tabú proporciona una solución mejor que cualquier otra previamente encontrada, su clasificación tabú puede eliminarse. La condición que permite dicha eliminación se llama criterio de aspiración.

Las restricciones tabú y el criterio de aspiración de la TS juegan un papel dual en la restricción y el proceso de búsqueda. Las restricciones tabú, permiten que un movimiento sea admisible si no está clasificado como tabú, mientras que si el criterio de aspiración se satisface, permite que un movimiento sea admisible aunque este clasificado como tabú.

B.2 Pasos de la Búsqueda Tabú

Los pasos del algoritmo de la Búsqueda Tabú son los siguientes:

1. Selecciona un estado $x \in X$ inicial y sea $x^* = x, k = 0$ (contador de iteración) y $T=0$.
2. Si $M(x) - T = \emptyset$ (M espacio de movimientos de x) ve a 4,
Sino, sea $k = k + 1$ y selecciona $m_k \in M(x) - T$ tal que $m_k(x) = \text{ÓPTIMO}(m(x) : s \in M(x) - T)$.
3. Sea $x = m_k(x)$. Si $f(x) < f(x^*)$ (donde x^* es la mejor solución encontrada hasta el momento), sea $x^* = x$.
4. Si se agotó el número de iteraciones o si $M(x) - T = \emptyset$ entonces se para, sino, actualiza T (añade el movimiento actual a la lista tabú y posiblemente elimina el elemento más viejo) y regresa a 2.

La Figura B.1 muestra un ejemplo sencillo del funcionamiento de la Búsqueda Tabú. Supongamos que en cada punto sólo pueden hacerse dos movimientos, hacia un estado con un número anterior o a un estado con un número posterior, y supongamos que nuestra lista tabú es de tamaño 3.

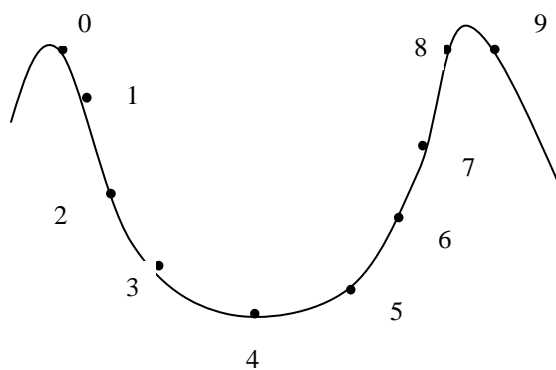


Figura B.1. Ejemplo de Búsqueda Tabú

Supongamos que inicialmente estamos en el punto marcado con el número 1 en la Figura B.1. De ahí se pueden hacer dos movimientos (hacia 0 y hacia 2). Se elige el mejor (hacia 2), denotémoslo como $\text{mov}(1; 2)$ y se actualiza la lista tabú (inicialmente

vacía). Registramos el movimiento inverso en la lista (mov(2; 1)) para evitarlo en el futuro.

De ahí nos movemos hacia el estado 3 (el mejor y el permitido, dada nuestra lista tabú actual) y después al 4, con lo que la lista tabú se llena con tres elementos: {mov(4; 3); mov(3; 2); mov(2; 1)}.

El siguiente movimiento es peor en la función objetivo (mov(4; 5)), pero es el mejor dentro de los permitidos por la lista tabú y por nuestro esquema de vecindad utilizado. También provoca que se elimine el elemento más viejo que tiene la lista tabú (por estar llena). La lista tabú queda como: {mov(5; 4); mov(4; 3); mov(3; 2)}.

Este proceso continua hasta que finalmente salimos del mínimo local al movernos del estado 8 al 9.

B.2.1 Niveles de Aspiración

La lista tabú puede prohibir movimientos deseables que no produzcan ciclarse o también nos puede llevar a un punto en donde no es posible moverse.

Todos los algoritmos de búsqueda tabú permiten revocar o cancelar tabús. A estos se les llama criterios de aspiración, que permiten movimientos, aunque sean tabú.

Referencias

-
1. Glover F., Tabu Search, Part I, *ORSA Journal on Computing* 1, pp. 190-206, 1989
 2. Glover F., Tabu Search, Part II, *ORSA Journal on Computing* 2, pp. 4-32, 1990.

Apéndice C

Algoritmos Genéticos

C.1 Introducción

Los *algoritmos genéticos* son métodos sistemáticos para la resolución de problemas de búsqueda y optimización. Aplican los mismos métodos de la evolución biológica: selección basada en la población, reproducción sexual y mutación. John Holland [1] desarrolló la base teórica de los algoritmos genéticos; posteriormente su estudiante David Goldberg [2] extiende los algoritmos genéticos a problemas industriales.

Los algoritmos genéticos son métodos de optimización; esto es, métodos que tratan de encontrar el máximo o el mínimo de la función $F(x_1, \dots, x_n)$. En un algoritmo genético, tras parametrizar el problema en una serie de variables, (x_1, \dots, x_n) se codifican en un cromosoma. Todos los operadores utilizados por un algoritmo genético se aplicarán sobre estos cromosomas, o sobre poblaciones de ellos. Hay que tener en cuenta que un algoritmo genético es independiente del problema, lo cual lo hace un algoritmo *robusto*, por ser útil para cualquier problema, pero a la vez *débil*, pues no está especializado en ninguno.

Las soluciones codificadas en un cromosoma *compiten* para ver cuál constituye la mejor solución (aunque no necesariamente la mejor de todas las soluciones posibles). El *ambiente*, constituido por las otras soluciones, ejercerá una presión selectiva sobre la población, de forma que sólo los mejor adaptados (aquellos que resuelvan mejor el problema) sobrevivan o leguen su material genético a las siguientes generaciones, igual que en la evolución de las especies. La diversidad genética se introduce mediante mutaciones y reproducción sexual.

En la Naturaleza lo único que hay que optimizar es la supervivencia, y eso significa a su vez maximizar diversos factores y minimizar otros. Un algoritmo genético, sin embargo, se usará habitualmente para optimizar sólo una función, no diversas funciones relacionadas entre sí simultáneamente.

Por lo tanto, un algoritmo genético consiste en lo siguiente: hallar de qué parámetros depende el problema, codificarlos en un cromosoma, y se aplican los métodos de la evolución: selección y reproducción sexual con intercambio de información y alteraciones que generan diversidad.

C.2 Pasos del Algoritmo Genético

Con el objeto de facilitar los pasos del algoritmo genético, calcularemos el máximo de una función $f(x)$ en un intervalo $[a, b]$. Los pasos del algoritmo genético son:

Estimamos con qué resolución se quiere trabajar. Es decir, se elige el número de puntos que se va examinar dentro de ese intervalo. Si, por ejemplo, el intervalo es $[0,100]$ y se pone una resolución de 0.5, entonces se tendrá 200 puntos en el intervalo.

Se genera una **población** inicial de n **individuos**; que serán (elegidos al azar). Es decir, se tiene x_1, x_2, \dots, x_n . Todos ellos, entre a y b , los límites del intervalo.

Ahora se tiene que dar mayor capacidad de **reproducción** a los mejor dotados, si estamos buscando el máximo, pues el mejor dotado será aquel cuyo valor de $f(x_i)$ sea mayor. Ahora de los n **individuos** que se tiene, se creará una población intermedia, que será la que se va a recombinar. Se calcula la frecuencia de cada uno de los n genotipos en la primera población.

El cálculo de las probabilidades o frecuencia se realiza a través de: $p(x_i) = \frac{f(x_i)}{\text{suma total}}$.

Se define $P(x_i)$ como la función de distribución: $P(x_i)$ es la suma desde cero hasta j , de los $p(x_i)$. Con el objeto de aclarar las cosas, se introducirá un breve ejemplo. Suponiendo que n sea igual a 4, y que por ejemplo, se tiene:

$$\begin{aligned} f(x_0) &= 10 \\ f(x_1) &= 40 \\ f(x_2) &= 30 \\ f(x_3) &= 20 \end{aligned} \tag{C.1}$$

Por lo tanto,

$$\begin{aligned} p(x_0) &= 0.1 \\ p(x_1) &= 0.4 \\ p(x_2) &= 0.3 \\ p(x_3) &= 0.2 \end{aligned} \tag{C.2}$$

y también,

$$\begin{aligned} P(x_0) &= 0.1 \\ P(x_1) &= 0.5 \\ P(x_2) &= 0.8 \\ P(x_3) &= 1.0 \end{aligned} \tag{C.3}$$

Está claro que los $p(x_i)$ suman 1. A continuación se generará n números aleatorios entre 0 y 1. Cada uno de esos números -por ejemplo, t - estará relacionado con un

individuo de nuestra generación intermedia; de la siguiente forma: si t está entre $P(x_i)$ y $P(x_{i+1})$ se escogerá x_{i+1} . Ahora, si los cuatro números aleatorios son: 0.359, 0.188, 0.654 y 0.399, entonces nuestra generación intermedia será:

Tabla C.1. Elección de individuos

Número aleatorio	Individuo seleccionado	Nuevo valor
$0.1 < \mathbf{0.359} < 0.5$	x_1	x_0
$0.1 < \mathbf{0.188} < 0.5$	x_1	x_1
$0.5 < \mathbf{0.654} < 0.8$	x_2	x_2
$0.1 < \mathbf{0.399} < 0.5$	x_1	x_3

Como se ve, está claro que pese al azar, el individuo mejor dotado es el más favorecido.

El siguiente paso es la recombinación. Se puede hacer de la forma que parezca más adecuada. En primer lugar hay que buscar las parejas. Se trata de obtener una nueva generación como mezcla de la generación con la que se está trabajando. Una vez que se tiene las parejas, se hace la recombinación. Una alternativa consiste en cortar los dos números "padres" por un lugar al azar y conseguir los "hijos" intercambiando partes. Por ejemplo, si los individuos son 456 y 123, se elige al azar un número entre 1 y 2 (ya que hay tres cifras). Si, por ejemplo, sale el 1, pues un posible hijo podría ser el 4-23 y otro 1-56. Es conveniente aclarar que lo más habitual es trabajar en base 2.

En este momento ya se tiene una nueva generación. Generalmente, mejor dotada que la inicial. Lo que se hace ahora es volver al tercer punto (cálculo de una población intermedia). Por supuesto, el algoritmo se para cuando se quiere. Por ejemplo, cuando se lleve un número de iteraciones determinado, o cuando la población no mejore suficiente.

Una variante posible es permitir la existencia de mutaciones (por ejemplo, introducir cada cierto número de generaciones alguna variación en una cifra en busca de mejores soluciones. Esto es interesante debido a que, por ejemplo, si se está dando vueltas en torno a un máximo local, la variación introducida podría llevar hacia un genotipo mejor dotado.

Otra variante es la elitista, consistente en que los mejores genotipos no se recombinen, sino que pasen directamente a la siguiente generación.

Referencias

-
1. Holland J.H., *Adaptation in natural and artificial system*, Ann Arbor, The University of Michigan Press, 1975.
 2. Goldberg D., *Genetic Algorithms*, Addison Wesley, 1988.