



INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL

ESCUELA SUPERIOR DE FÍSICA Y MATEMÁTICAS

**ANÁLISIS DE REDUCCIÓN DE
RADIOTOXICIDAD BASADO EN EL
RECICLADO DE ACTÍNIDOS**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL GRADO DE:

**DOCTOR EN CIENCIAS
FISICOMATEMÁTICAS**

P R E S E N T A:

**M. en C. EDUARDO MARTÍNEZ
CABALLERO**



**DIRECTORES DE TESIS:
DR. GUSTAVO ALONSO VARGAS (ESFM)
DR. JOSÉ RAMÓN RAMÍREZ SÁNCHEZ (ININ)**

México, D.F., Diciembre de 2015

Resumen

La disposición final del combustible nuclear gastado presenta algunas inconveniencias en un contexto sustentable puesto que éste presenta altos índices de radiotoxicidad y requiere medidas de seguridad muy particulares. El reciclado del combustible nuclear gastado es una alternativa, en la cual se produciría energía adicional como punto a favor y adicionalmente se puede reducir la cantidad de material a disponer.

El reciclado del combustible nuclear gastado se logra a través de la separación de plutonio y uranio del combustible nuclear y después incorporar el plutonio como material fisible en un combustible nuevo llamado MOX. Los actínidos provenientes del reprocesamiento del combustible gastado, también pueden ser incorporados en combustible nuevo y cambiarlos a isótopos de vida media más corta como productos de fisión o transmutarlos a isótopos estables, los principales actínidos considerados en este trabajo son: uranio (U), neptunio (Np), plutonio (Pu), americio (Am) y curio (Cm).

El objetivo principal de este trabajo es estudiar y evaluar el reciclado de actínidos del combustible nuclear gastado incorporando los actínidos en combustible nuevo del tipo UOX o MOX y cuantificar su posible reducción en reactores de agua en ebullición.

Los resultados obtenidos demuestran que el reciclado de combustible en reactores BWR es una opción viable que efectivamente reduce la cantidad de actínidos menores disminuyendo con ello los tiempos de disposición de los combustibles gastados.

Abstract

The final disposition of spent nuclear fuel presents some inconveniences in a sustainable context since it has high levels of radiotoxicity and requires very specific security measures. The recycling of spent nuclear fuel is once alternative, wherein additional energy would occur as a plus point and additionally can reduce the amount of material available.

The recycling of spent nuclear fuel is achieved through the separation of plutonium and uranium from the spent nuclear fuel and then incorporates the plutonium as fissile material into a new fuel called MOX. The actinides from reprocessing of spent fuel can also be incorporated into new fuel and during the irradiation the isotopes can change to shorter half life or transmute to stable isotopes as fission products, the principal actinides in this work are: uranium (U), neptunium (Np), plutonium (Pu), americium (Am) and curium (Cm).

The main objective in this work is to study and evaluate the recycling of actinides in spent nuclear fuel, and incorporate these actinides in new nuclear fuel UOX or MOX type and quantify the possible reduction in boiling water reactors.

The results show that recycling of fuel into BWR reactor is a viable option that actually reduces the amount of minor actinides thereby decreasing the time of disposal of spent fuel.

Dedicado a:

Liliana Beatriz

Lucio

María Raquel

Francisco Javier

Bruno

Juan Carlos

Guadalupe Raquel

Agradecimientos:

A mis directores de tesis Dr. Gustavo Alonso Vargas y Dr. José Ramón Ramírez Sánchez por todo el apoyo otorgado.

Al Dr. Julián Sánchez Gutiérrez, Dr. Arturo Fidencio Méndez Sánchez y Dr. Mario Moranchel y Rodríguez por aceptar ser parte del jurado.

A la Escuela Superior de Física y Matemáticas del Instituto Politécnico Nacional (ESFM-IPN).

A los compañeros del Departamento de Sistemas Nucleares del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) por sus sabios consejos y apoyo en la realización de este trabajo.

Al CONACYT por el apoyo otorgado durante la realización de este trabajo.

Contenido

	Pág.
Resumen	v
Abstract	vi
Lista de Tablas	xiii
Lista de Figuras	xviii
Introducción	xxiii
Antecedentes	xxv
Lista de acrónimos	xxvii
Capítulo 1. Alternativas para la Disposición de Combustible Nuclear Gastado	
1.1 Introducción	1
1.2 Ciclo del Combustible Nuclear con Reprocesamiento	1
1.3 Combustible Nuclear Después de la Irradiación	3
1.4 Características del Combustible Nuclear Gastado	5
1.5 Almacenamiento del Combustible Nuclear Gastado	6
1.6 Perspectiva Mundial del Almacenamiento de Combustible Nuclear Gastado	8
1.7 Reprocesamiento del Combustible Nuclear Gastado	9
1.8 Reciclado de Actínidos Menores	11
1.8.1 Incineración y Transmutación	11

	Pág.
Capítulo 2. Procesos para la Determinación de Actínidos en Combustible Nuclear Gastado	
2.1 Introducción	13
2.2 Cálculos para la Determinación de Actínidos en el Combustible Nuclear Gastado	13
2.3 Descripción del Cálculo de Referencia	14
2.4 Herramientas de Cómputo	15
2.4.1 Código ORIGEN-S	15
2.4.2 Código KENO VI	17
2.5 Resultados del Cálculo de Quemado y Decaimiento Radiactivo ...	20
2.6 Resultados del Cálculo de Criticidad	23
2.7 Conclusiones del Cálculo de Referencia	28
 Capítulo 3. Descripción y Validación de los Códigos Utilizados	
3.1 Introducción	29
3.2 Descripción de los Códigos	29
3.2.1 HELIOS 1.4	29
3.2.1.1 Pre-procesador AURORA	30
3.2.1.2 Código de Celdas HELIOS	31
3.2.1.3 Descripción de la Biblioteca de Datos Nucleares ...	32
3.2.1.4 Post-procesador ZENITH	33
3.2.2 Paquete de Cómputo CMS (Core Management Software)...	34
3.2.2.1 Código de Barras INTERPIN-3	36
3.2.2.2 Código de Celdas CASMO-4	36
3.2.2.3 Código de Núcleo SIMULATE-3	38

	Pág.
3.3 Validación de HELIOS 1.4 y CASMO-4 para el Análisis de Actínidos	39
Capítulo 4. Diseño de Celdas de Combustible, Alternativas para el Quemado de Actínidos	
4.1 Introducción	43
4.2 Inventario de Combustible Nuclear	43
4.3 Combustible de Uranio	44
4.3.1 Celdas Axiales de Combustible de Uranio	46
4.3.2 Resultados de Celdas Axiales del Combustible de Uranio ...	49
4.4 Combustible de Óxidos Mixtos	58
4.4.1 Celdas Axiales del Combustible MOX	61
4.4.2 Concentración de Material Físil en las Celdas de Combustible MOX	63
4.4.3 Resultados de Celdas Axiales de Combustible MOX	65
4.5 Combustible con Actínidos Menores	70
4.5.1 Inventario de Actínidos Menores en el Combustible Nuclear Gastado	72
4.5.2 Celdas Axiales de Combustible de Actínidos Menores	77
4.5.3 Resultados de Celdas Axiales de Combustible con Actínidos Menores	79
4.6 Comparación de las Celdas de Combustible	85
Capítulo 5. Análisis de Núcleo con Actínidos Menores	
5.1 Introducción	92
5.2 Núcleo de Uranio	92
5.2.1 Simulación de Núcleo de Uranio	93

	Pág.
5.2.2 Resultado de Núcleo de Uranio	94
5.3 Núcleo con Actínidos Menores	106
5.3.1 Simulación de Núcleo con Actínidos Menores	108
5.3.2 Resultados de Núcleo con Actínidos Menores	108
5.4 Longitud del Ciclo y Margen de Apagado	122
5.5 Reducción de Actínidos Menores	123
5.6 Actividad del Combustible Gastado	128
Conclusiones	144
Referencias	147
Apéndice A Descripción del Benchmark de la NEA/OECD: Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase VII, “UO2 Fuel: Study of Spent Fuel Compositions for Long-term Disposal”	A-1
Apéndice B Resultados del Benchmark de la NEA/OECD: Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase VII, “UO2 Fuel: Study of Spent Fuel Compositions for Long-term Disposal”	B-1
Apéndice C Productos de la Investigación.....	C-1

Lista de Tablas

Tabla	Leyenda	Pág.
2.1	Tiempos para calcular y reportar la composición isotópica del CNG.	14
2.2	Nucleidos utilizados en los cálculos de k_{eff} .	15
2.3	Descripción del combustible simulado con ORIGEN-Arp.	21
2.4	Valores obtenidos de k_{eff} con sólo actínidos comparados con el benchmark.	25
2.5	Valores obtenidos de k_{eff} con actínidos mas PF comparados con el benchmark.	26
3.1	Comparación de los inventarios de AM ORIGEN-S vs HELIOS 1.4 y CASMO-4.	40
4.1	Tipos de CNG en la ACNG de la CNLV-U1.	44
4.2	Combustible GE12 con 336 ensambles en la ACNG.	44
4.3	Mapa de distribución de enriquecimientos.	45
4.4	Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 1 de UO ₂ .	50
4.5	Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 2 de UO ₂ .	50
4.6	Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 3 de UO ₂ .	51
4.7	Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 4 de UO ₂ .	52
4.8	Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 5 de UO ₂ .	53
4.9	Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 6 de UO ₂ .	53

Tabla	Leyenda	Pág.
4.10	Vector de plutonio empleado para LWR MOX.	59
4.11	Escalamiento de concentraciones de uranio a plutonio.	60
4.12	Promedio de concentraciones físis en las celdas MOX tipo 2.	64
4.13	Promedio de concentraciones físis en las celdas MOX tipo 3 y 4.	65
4.14	Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible MOX tipo 2.	65
4.15	Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible MOX tipo 3.	66
4.16	Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible MOX tipo 4.	67
4.17	Datos nucleares de los actínidos a 20°C.	71
4.18	Historial de quemado del combustible nuclear de la CNLV-U1.	72
4.19	Masa total (gr) de actínidos (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np y ^{239}Np) en cada CNG de la CNLV-U1.	76
4.20	AM en el combustible nuclear gastado de UO_2 .	77
4.21	Vector de AM.	77
4.22	Concentraciones de plutonio y uranio en barras con AM al 6%.	79
4.23	Resultados de k_{∞} para la celda UOX-01.	79
4.24	Resultados de k_{∞} para la celda MOX-01.	80
4.25	Resultados de k_{∞} para la celda MOX-02.	81
4.26	Resultados de k_{∞} para la celda MOX-03.	81
4.27	AM (%) en las celdas de Uranio.	86
4.28	AM (%) en las celdas MOX.	87

Tabla	Leyenda	Pág.
4.29	Disminución de AM a los 45 GWd/TM para los distintos casos de celdas con AM simulados con HELIOS 1.4 y CASMO-4.	91
4.30	Disminución de AM a los 65 GWd/TM para los distintos casos de celdas con AM simulados con HELIOS 1.4 y CASMO-4.	91
5.1	Resultados de k_{eff} para el núcleo de uranio sin y con CRD.	94
5.2	Inventario del ^{237}Np en el núcleo UOX (W%).	96
5.3	Inventario del ^{241}Am en el núcleo UOX (W%).	96
5.4	Inventario del ^{242}Cm en el núcleo UOX (W%).	97
5.5	Inventario del ^{244}Cm en el núcleo UOX (W%).	98
5.6	Inventario de AM (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm) para un combustible de UOX con cuatro ciclos de quemados (W%).	102
5.7	Enriquecimiento de ^{235}U de las celdas representativas.	106
5.8	Número de combustibles sustituidos.	108
5.9	Resultados de k_{eff} para los núcleos con AM sin CRD.	108
5.10	Resultados de k_{eff} para los núcleos con AM con CRD.	109
5.11	Inventario del ^{237}Np en el núcleo 112AM-III (W%).	111
5.12	Inventario del ^{241}Am en el núcleo 112AM-III (W%).	112
5.13	Inventario del ^{242}Cm en el núcleo 112AM-III (W%).	113
5.14	Inventario del ^{244}Cm en el núcleo 112AM-III (W%).	114
5.15	Inventario de AM (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm) para un combustible con AM después de cuatro ciclos de irradiación (W%).	118
5.16	Longitud del ciclo UOX vs 112AM-III.	122
5.17	Producción de AM en un ciclo de combustible UOX.	124

Tabla	Leyenda	Pág.
5.18	Reducción de AM en un ciclo de combustible con AM (112AM-III).	125
5.19	Quemado de AM en un ciclo (112AM-III – UOX).	125
5.20	Reducción de AM para un combustible con AM durante cuatro ciclos y quemado total a la descarga de 46.8574 GWd/TM.	127
5.21	Actividad (Bq) del Uranio (U), Plutonio (Pu), Actínidos Menores (AM) y Total del combustible tipo UOX después de su vida útil en un reactor BWR.	130
5.22	Actividad (Bq) del Uranio (U), Plutonio (Pu), Actínidos Menores (AM) y Total del combustible tipo ActM después de su vida útil en un reactor BWR.	131
5.23	Actividad (Bq) Total del combustible tipo UOX, ActM y Reducción (ActM TOTAL – UOX TOTAL) después de su vida útil en un reactor BWR.	133
5.24	Actividad (Bq) de los Actínidos Menores (AM) del combustible tipo UOX, ActM y Reducción (AM ActM – AM UOX) después de su vida útil en un reactor BWR.	135
5.25	Actividad (Bq) del Neptunio (Np) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Np ActM – Np UOX) después de su vida útil en un reactor BWR.	138
5.26	Actividad (Bq) del Americio (Am) en el combustible tipo UOX, ActM y Reducción (Am ActM – Am UOX) después de su vida útil en un reactor BWR.	140
5.27	Actividad (Bq) del Curio (Cm) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Cm ActM – Cm UOX) después de su vida útil en un reactor BWR.	142
A1	Características para el ensamble combustible.	A-1
A2	Características del contenedor del CNG.	A-4
A3	Densidades atómicas de los materiales usados en el benchmark.	A-8

- B1 Resultados obtenidos de las densidades isotópicas (átomos/barns-cm) de actínidos comparados con el benchmark. B-2
- B2 Resultados obtenidos de las densidades isotópicas (átomos/barns-cm) de PF comparados con el benchmark. B-8

Lista de Figuras

Figura	Leyenda	Pág.
1.1	Ciclo del combustible nuclear considerando reprocesamiento.	2
1.2	Productos de Fisión.	4
1.3	Almacenamiento del CNG por regiones.	8
2.1	Diagrama del funcionamiento de las secuencias CSAS.	20
2.2	Densidades atómicas de actínidos.	22
2.3	Densidades atómicas de actínidos mas PF.	22
2.4	Comparación entre los resultados obtenidos para los valores de k_{eff} con sólo actínidos.	27
2.5	Comparación entre los resultados obtenidos para los valores de k_{eff} con actínidos más PF.	27
3.1	Diagrama de flujo de los códigos en HELIOS.	30
3.2	Diagrama de flujo de los códigos de CMS.	35
4.1	Celda de combustible tipo 1.	46
4.2	Celda de combustible tipo 2.	47
4.3	Celda de combustible tipo 3.	47
4.4	Celda de combustible tipo 4.	48
4.5	Celda de combustible tipo 5.	48
4.6	Celda de combustible tipo 6.	49
4.7	Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 1 de UO_2 .	54

Figura	Leyenda	Pág.
4.8	Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 2 de UO_2 .	55
4.9	Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 3 de UO_2 .	56
4.10	Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 4 de UO_2 .	56
4.11	Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 5 de UO_2 .	57
4.12	Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 6 de UO_2 .	58
4.13	Celda de combustible MOX tipo 2.	62
4.14	Celda de combustible MOX tipo 3.	62
4.15	Celda de combustible MOX tipo 4.	63
4.16	Resultados de k_{∞} para las celda de combustible MOX tipo 2.	68
4.17	Resultados de k_{∞} para las celda de combustible MOX tipo 3.	69
4.18	Resultados de k_{∞} para las celda de combustible MOX tipo 4.	69
4.19	Decaimientos alpha, beta(-) y captura neutrónica de los actínidos.	71
4.20	Porcentaje de actínidos (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{242m}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np y ^{239}Np) que hay en cada CNG de la CNLV-U1.	75
4.21	Mapa de la celda con barras de AM.	78
4.22	Resultados de k_{∞} para las celda de Uranio con AM (UOX-01).	82
4.23	Resultados de k_{∞} para la celda MOX con AM (MOX-01).	83
4.24	Resultados de k_{∞} para la celda MOX con AM (MOX-02).	84
4.25	Resultados de k_{∞} para la celda MOX con AM (MOX-03).	84

Figura	Leyenda	Pág.
4.26	Resultados de k_{∞} para las celdas con AM.	85
4.27	AM en las celdas de Uranio.	86
4.28	AM en las celdas de MOX-01.	87
4.29	AM en las celdas de MOX-02.	88
4.30	AM en las celdas de MOX-03.	88
4.31	Disminución de AM durante el quemado con HELIOS 1.4.	89
4.32	Disminución de AM durante el quemado con CASMO-4.	90
5.1	Representación de $\frac{1}{4}$ de núcleo.	93
5.2	Comportamiento de k_{eff} del núcleo de uranio sin y con CRD.	95
5.3	Inventario del ^{237}Np en el núcleo UOX.	99
5.4	Inventario del ^{241}Am en el núcleo UOX.	100
5.5	Inventario del ^{242}Cm en el núcleo UOX.	101
5.6	Inventario del ^{244}Cm en el núcleo UOX.	102
5.7	Comportamiento del inventario de AM (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm) para un combustible de UOX con cuatro ciclos de quemados.	105
5.8	Valores de k_{∞} para las celdas representativas.	107
5.9	Comportamiento de k_{eff} para los núcleos de AM sin CRD.	110
5.10	Comportamiento de k_{eff} para los núcleos de AM con CRD.	111
5.11	Inventario del ^{237}Np en el núcleo 112AM-III.	115
5.12	Inventario del ^{241}Am en el núcleo 112AM-III.	116
5.13	Inventario del ^{242}Cm en el núcleo 112AM-III.	117
5.14	Inventario del ^{244}Cm en el núcleo 112AM-III.	118

Figura	Leyenda	Pág.
5.15	Comportamiento del inventario de AM (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm) para un combustible con AM después de cuatro ciclos de irradiación.	121
5.16	Comportamiento del margen de apagado UOX vs 112AM-III.	123
5.17	Reducción de AM en un ciclo.	126
5.18	Comportamiento de la reducción de AM para un combustible con AM durante cuatro ciclos y quemado total de 46.8574 GWd/TM.	128
5.19	Comportamiento de la actividad (Bq) del Uranio (U), Plutonio (Pu), Actínidos Menores (AM) y Total del combustible tipo UOX y ActM con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.	132
5.20	Comportamiento de la actividad (Bq) Total del combustible tipo UOX, ActM y Reducción (ActM TOTAL – UOX TOTAL) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.	134
5.21	Comportamiento de la actividad (Bq) de los Actínidos Menores (AM) en los combustible tipo UOX, ActM y Reducción (AM ActM – AM UOX) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.	137
5.22	Comportamiento de la actividad (Bq) Neptunio (Np) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Np ActM – Np UOX) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.	139
5.23	Comportamiento de la actividad (Bq) del Americio (Am) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Am ActM – Am UOX) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.	141
5.24	Comportamiento de la actividad (Bq) del Curio (Cm) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Cm ActM – Cm UOX) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.	143
A1	Esquema geométrico del ensamble 17x17 de UO_2 y localización de los tubos guías.	A-2

A2	Geometría de la barra de combustible.	A-3
A3	Geometría del tubo guía.	A-3
A4	Corte axial del contenedor de los CNG.	A-5
A5	Corte transversal del contenedor de los CNG.	A-6
A6	Esquema geométrico de un contenedor individual de un CNG.	A-7

Introducción

En la actualidad existen 435 reactores nucleares de potencia para la generación de electricidad en operación en el mundo y 63 en construcción. México cuenta con dos de ellos de tipo BWR (de sus siglas en inglés Boiling Water Reactor) en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV). Para la disposición del combustible gastado de los reactores de potencia, existen dos alternativas:

- La disposición final en repositorios geológicos profundos.
- El reprocesamiento y reciclado de combustible gastado.

Cada una de estas alternativas conlleva a problemas específicos y muy particulares de cada una de ellas, aunque en común se tiene que en ambas se requiere alrededor de 30 años para implementarlas. En tanto se define una tecnología particular de disposición de combustible nuclear gastado, es posible almacenarlo temporalmente en seco. Para lo cual se utilizan contenedores especialmente diseñados para almacenar el combustible.

Este trabajo se enfoca en la tecnología de reciclado de combustible nuclear gastado, lo cual conlleva necesariamente el reprocesamiento del combustible y recuperación de los materiales físi les y actínidos altamente radiactivos, para la reducción de éstos últimos se propondrá un diseño de combustible nuclear para reactores del tipo BWR que pudiese ser factible agregar a una recarga de combustible y analizar los productos finales después de la irradiación del mismo, entonces se determinará la reducción de la radiotoxicidad del combustible debido a la eliminación de los actínidos por separación y transmutación de los mismos.

El presente trabajo se encuentra organizado de la siguiente forma, en el primer capítulo se describe las características del combustible nuclear gastado y algunas alternativas de reprocesamiento para el mismo. En el segundo capítulo se

describen los códigos de análisis neutrónico utilizado y la metodología empleada para la determinación de actínidos en el combustible nuclear gastado. En el tercer capítulo se describen y validan los códigos utilizados para las simulaciones realizadas a nivel de celdas de combustible y núcleo del reactor nuclear tipo BWR. En el cuarto capítulo se describe la simulación para el cálculo de celdas de combustible de uranio, óxidos mixtos y combustible con barras de actínidos menores, así como el análisis de los resultados obtenidos de las distintas celdas de combustible nuclear. En el quinto capítulo se muestran la simulación del núcleo del reactor nuclear tipo BWR con combustible de uranio y combustible con actínidos menores, así como el análisis de los resultados obtenidos. Por último se muestran las conclusiones obtenidas del análisis de los resultados de las simulaciones.

Antecedentes

El combustible nuclear que se utiliza en los reactores nucleares de potencia tiene un ciclo de vida útil, en el cual proporciona energía, al término de éste ciclo se retira del núcleo del reactor. A este combustible usado se le conoce como combustible nuclear gastado, un problema fuerte con este combustible es que cuando el combustible estuvo irradiado en el reactor nuclear éste sale con una actividad aproximada de 1.229×10^{15} Bq y aún genera alrededor de 270 kW por elemento combustible. Entonces es necesario mantener el combustible gastado en enfriamiento y rodeado de algún blindaje contra la radiación que emite, esto se logra confinándolo en las albercas de combustible gastado en estantes de boral, que es un veneno de neutrones térmicos compuesto de carburo de boro (B_4C) y una aleación de aluminio [1], en donde se enfría y se le proporciona el blindaje necesario para mantener los alrededores de la alberca en niveles de radiación seguros para el personal que labora en la central.

Cuando el combustible se ha enfriado por un periodo mínimo de 5 años, es necesario retirarlo de las albercas para dar cabida a otro combustible que se descargue del reactor. Para esto, existen algunas alternativas para la disposición del combustible nuclear gastado, que se supone solucionarán el problema de disposición definitiva de los desechos nucleares de alto nivel radiactivo.

Una alternativa es confinar el combustible en repositorios geológicos profundos construidos para ese propósito. Esta alternativa en general es costosa, políticamente sensitiva y requiere de algunos años para ser implementada.

Otra alternativa consiste en reprocesar el combustible para separar los materiales que aún son útiles y los materiales que además de no tener uso alguno, son altamente radiactivos.

Los materiales útiles recuperables del combustible gastado son en principio el uranio remanente en el combustible y el plutonio generado en el combustible durante la irradiación. De estos materiales el plutonio se ha utilizado para la fabricación de combustible MOX que son introducidos al reactor nuclear y así aprovechar la energía proveniente del plutonio en la generación de electricidad.

Las dos alternativas descritas, además de costosas lleva mucho tiempo implementarlas, ante un escenario no definido existe una tercera alternativa que es el almacenamiento temporal de forma interina, dando tiempo para implementar alguna de las soluciones definitivas.

Para el caso del almacenamiento interino del combustible gastado existen dos tecnologías, una es el almacenamiento en seco y la otra el almacenamiento húmedo, y la más favorecida de ellas es el almacenamiento seco en contenedores enfriados con aire por convección natural.

En México no se ha definido aún cuál de las dos alternativas se deberá seguir, por lo que éste trabajo busca aportar elementos adicionales para una futura toma de decisión al respecto.

Lista de acrónimos

ACNG	Alberca de Combustible Nuclear Gastado
AM	Actínidos Menores
Am	Americio
¹⁰⁹ Ag	Plata 109
²⁴¹ Am	Americio 241
^{242m} Am	Americio 242 metaestable
²⁴² Am	Americio 242
²⁴³ Am	Americio 243
²⁴³ Am	Americio 243
^{244m} Am	Americio 244 metaestable
²⁴⁴ Am	Americio 244
²⁴⁵ Am	Americio 245
Bq	Becquerel
B ₄ C	Carburo de boro
BWR	Boiling Water Reactor
BWR-5	Boiling Water Reactor 5
Cm	Curio
²⁴² Cm	Curio 242
²⁴³ Cm	Curio 243
²⁴⁴ Cm	Curio 244
²⁴⁵ Cm	Curio 245
²⁴⁶ Cm	Curio 246
²⁴⁷ Cm	Curio 247
²⁴⁸ Cm	Curio 248
²⁴⁹ Cm	Curio 249
CMS	Core Management Software
CNG	Combustible Nuclear Gastado
CNLV	Central Nuclear Laguna Verde
CNLV-U1	Central Nuclear Laguna Verde Unidad 1
CRD	Control Rod Drive
CSAS	Criticality Safety Análisis Sequences
¹³³ Cs	Cesio 133
¹³⁵ Cs	Cesio 135
EFPD	Effective Full Power Days
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
EFPH	Effective Full Power Hours
¹⁵¹ Eu	Europio 151
¹⁵³ Eu	Europio 153
FBDR	Fuel Bundle Design Report
FMS	Fuel Management System
F y T	Fraccionamiento y Transmutación
GWd	Giga Watt-día

GWd/TM	Giga Watt-día / Tonelada Métrica
GeeWiz	Graphically Enhanced Editing Wizard
HM	Heavy Metal
¹⁵⁵ Gd	Gadolinio 155
ININ	Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
²³⁹ I	Yodo 239
K	Grados Kelvin
kg	Kilogramo
k_{eff}	Factor de multiplicación efectivo
k_{∞}	Factor de multiplicación infinito
kW	kilo Watt
LWR	Light Water Reactor
MIPLIB	Material Information Processor Library
MOX	Óxidos Mixtos
MWt	Mega Watt térmico
⁹⁵ Mo	Molibdeno 95
NEA/OECD	Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development
¹⁴³ Nd	Neodimio 143
¹⁴⁵ Nd	Neodimio 145
Np	Neptunio
²³⁷ Np	Neptunio 237
²³⁸ Np	Neptunio 238
²³⁹ Np	Neptunio 239
^{240m} Np	Neptunio 240 metaestable
²⁴⁰ Np	Neptunio 240
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
ORIGEN-S	Oak Ridge Isotope GENERation S
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
pcm	Partes por cien mil
PF	Productos de Fisión
psia	Libra-fuerza por pulgada cuadrada
Pu	Plutonio
PuO ₂	Dióxido de plutonio
PUREX	Plutonio y Uranio Recuperación por EXtracción
PWR	Pressurized Water Reactor
²³⁸ Pu	Plutonio 238
²³⁹ Pu	Plutonio 239
²⁴⁰ Pu	Plutonio 240
²⁴¹ Pu	Plutonio 241
²⁴² Pu	Plutonio 242
²⁴³ Pu	Plutonio 243
²⁴⁴ Pu	Plutonio 244
²⁴⁵ Pu	Plutonio 245
¹⁰³ Rh	Rodio 103
¹⁰¹ Ru	Rutenio 101
SCALE VI	Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation VI

SCLIB	Standard Composition Library
SDM	ShutDown Margin
⁷⁹ Se	Selenio 79
¹⁴⁷ Sm	Samario 147
¹⁴⁹ Sm	Samario 149
¹⁵⁰ Sm	Samario 150
¹⁵¹ Sm	Samario 151
¹⁵² Sm	Samario 152
¹²⁶ Sn	Estaño126
TBP	Fosfato de tributilo
⁹⁹ Tc	Tecnecio 99
tHM	Tonelada Métrica de Metal Pesado
²³³ U	Uranio 233
²³⁴ U	Uranio 234
²³⁵ U	Uranio 235
²³⁶ U	Uranio 236
²³⁸ U	Uranio 238
²³⁹ U	Uranio 239
²⁴⁰ U	Uranio 240
UF ₆	Hexafluoruro de uranio
UO ₂	Dióxido de uranio
U ₃ O ₈	Óxido de uranio (Yellow cake)
US NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
W%	Por ciento en peso
Zr ₄	Zirconio

Capítulo 1

Alternativas para la Disposición de Combustible Nuclear Gastado

1.1 Introducción.

La Central Nuclear Laguna Verde (CNLV), consta de dos reactores de agua en ebullición (BWR-5), suministrados por la compañía General Electric, con contención primaria Tipo Mark II, el condensador principal es enfriado por agua de mar, proveniente del Golfo de México. La potencia térmica originalmente licenciada para ambas unidades fue de 1931 MWt, a finales de los 90's se realizó un aumento de potencia del 5% en ambos reactores, incrementando el nivel de potencia licenciado de 1931 a 2027 MWt. Durante el 2010 se llevó cabo el aumento de potencia extendido para alcanzar una potencia de 2317 MWt, también en ambos reactores. El núcleo de estos reactores está compuesto por 444 ensamblajes de combustible, que actualmente operan en ciclos de 18 meses donde al final del ciclo, y después de haberse quemado el material fisible de ^{235}U y generado productos de fisión, son almacenados bajo agua en la Alberca de Combustible Nuclear Gastado (ACNG) de cada unidad, ubicada dentro del edificio del reactor.

1.2 Ciclo del Combustible Nuclear con Reprocesamiento.

Las diferentes etapas que conforman el ciclo de combustible nuclear, inicia con la exploración y explotación del mineral; que puede realizarse en minas a cielo abierto o subterránea. El mineral de uranio se convierte en un diuranato de sodio o amonio y tiene una pureza del orden del 85% en U_3O_8 . Este concentrado se convierte en hexafluoruro de uranio (UF_6) para ser enriquecido incrementando la

cantidad de material fisible ^{235}U . El UF_6 se convierte en dióxido de uranio en polvo, material que es usado para la fabricación de pastillas, a través de tratamientos térmicos y metalúrgicos.

El proceso continúa con la carga de estas pastillas en tubos de Zircaloy previamente cortados y sellados por la parte inferior. Estos tubos son soldados y se someten a un gran número de pruebas de control de calidad, para finalmente convertirse en ensambles de combustible que serán introducidos en el reactor a efecto de generar energía a través de la fisión. Posterior al periodo de irradiación dentro del reactor, el combustible se retira del núcleo y es almacenado bajo agua en las albercas ubicadas dentro del edificio del reactor cuando ya no es útil para producir energía; sin embargo aún contiene una cantidad importante de calor por decaimiento de los productos de fisión. El almacenamiento en la ACNG permanece hasta que se decida el proceso que se aplicará, ya sea la disposición final ó su reprocesamiento para recuperar el uranio y plutonio remanentes y ser reutilizado nuevamente en la fabricación de ensambles de combustible, la Figura 1.1 muestra esquemáticamente el proceso descrito. Al combustible que fue retirado se le conoce como Combustible Nuclear Gastado (CNG) [2].

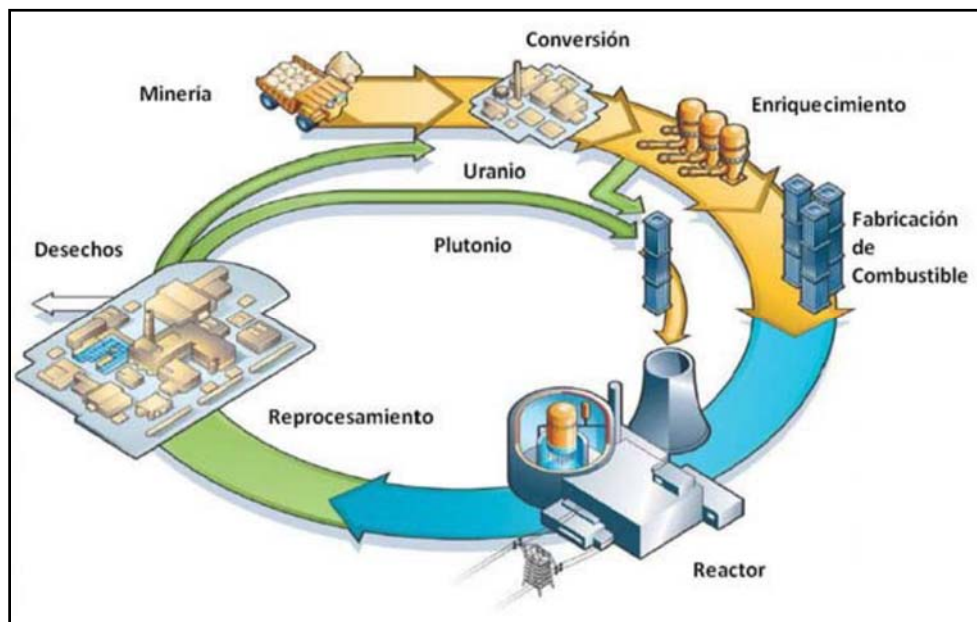
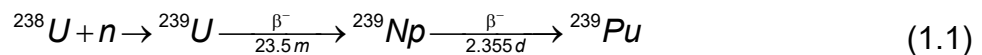


Figura 1.1 Ciclo del combustible nuclear considerando reprocesamiento.

1.3 Combustible Nuclear Después de la Irradiación.

El combustible nuclear dominante en la actualidad es el óxido de uranio. El uranio tiene un enriquecimiento típico de 3% al 5% de ^{235}U en el combustible nuclear, siendo el resto esencialmente ^{238}U . También se encuentran trazas de ^{234}U , pero las cantidades son insignificantes, tanto para la neutróica del núcleo y para la gestión del CNG. El grado de quemado de combustible nuclear de las centrales nucleares comerciales al final del ciclo es proporcional al enriquecimiento inicial del combustible nuclear. Como ejemplo, un combustible nuclear con enriquecimiento promedio del 3.7% es suficiente para un grado de quemado del 45 GWd/TM. Este es un enriquecimiento bastante típico en las centrales nucleares de hoy en día. Después de la irradiación, el combustible nuclear está formado principalmente (ignorando el oxígeno) por tres nucleidos. El uranio no quemado constituye la mayor parte del CNG. La mayoría de los núcleos del ^{235}U han sido fisionados, pero aproximadamente entre el 0.7% y 0.9% del ^{235}U y más del 93% del contenido del metal pesado del combustible nuclear irradiado todavía está constituido por el ^{238}U , que no fisiona en gran medida debido a que la mayoría de los reactores nucleares comerciales funcionan con un espectro de neutrones térmico.

El ^{238}U se consume principalmente en reacciones de captura neutrónica, productoras de nucleidos transuránicos, comenzando con ^{239}Pu que se forman a través de la captura de un neutrón en ^{238}U y dos decaimientos beta (β^-) de ^{239}U a ^{239}Np y de ^{239}Np a ^{239}Pu , tal como se muestra en la expresión 1.1.



El ^{239}Pu es fisionable y es considerado en las reacciones de fisión del reactor, especialmente hacia el final del ciclo del combustible. Las reacciones de captura neutrónica en el ^{239}Pu forman ^{240}Pu . Las capturas neutrónicas posteriores forman nucleidos más pesados del plutonio y actínidos. Algunos nucleidos como el ^{237}Np

se producen a través de decaimientos alfa (α) de nucleidos más pesados. En la perspectiva de tiempo muy largo algunos de ellos se acumulan debido a su vida media larga y, finalmente, constituyen la fracción principal del contenido de Actínidos Menores (AM). Cuatro años después de la descarga, el combustible nuclear quemado a 45 GWd/TM tiene un contenido de metales pesados del 1.1% de Pu, 0.055% de Np, 0.053% de Am y 0.006% de Cm en masa [3]. Los productos de fisión constituyen un tercer grupo de nucleidos, que representa aproximadamente el cuatro por ciento del CNG en masa. Son generados principalmente por las fisiones de los isótopos fisiles ^{233}U , ^{235}U y ^{239}Pu (de acuerdo con la Figura 1.2).

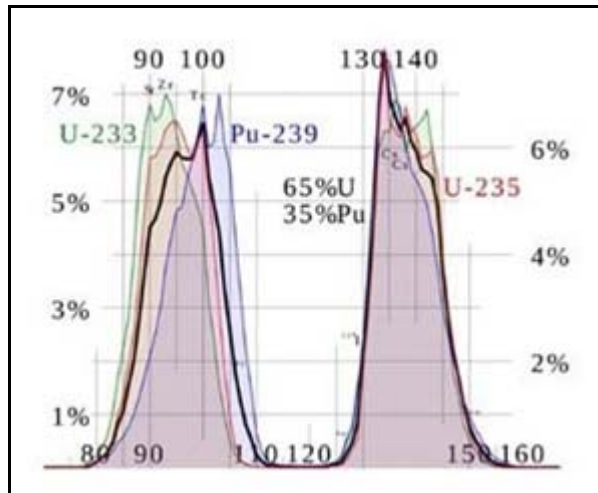


Figura 1.2 Productos de Fisión [4].

En general, las vidas medias de los productos de fisión son mucho más cortas que los transuránicos. Por lo tanto, son más radiactivos y son responsables principalmente del problema radiológico, así como de la principal generación de calor inmediatamente después de la descarga. Sólo algunos de los productos de fisión tienen vidas medias suficientemente largas para ser de interés para la perspectiva de la gestión de CNG a largo plazo. Los nucleidos, ^{90}Sr y ^{137}Cs tienen vidas medias de 30.17 y 28.64 años, respectivamente. Estos serán responsables de una parte importante en la generación de calor durante el primer período de almacenamiento. Poco a poco, su papel como principal generador de calor es

absorbido por los actínidos más longevos. Después el ^{90}Sr y ^{137}Cs han decaído, y los actínidos dominan el peligro radiológico completo. En ese momento, la generación de calor es insignificante en comparación con el generado en el período inicial.

1.4 Características del Combustible Nuclear Gastado.

EL CNG, presenta cuatro características principales [5]:

1. Son altamente radiactivos. Durante los primeros 200 años esta radiactividad es debida principalmente a los productos de fisión (^{90}Sr y ^{137}Cs), emisores de radiaciones beta y gamma. Después de estos 200 años serán los elementos transuránicos (Np, Pu, Am y Cm), básicamente emisores de partículas alfa, los que más contribuyen a la radiactividad del CNG. Después de 100 000 años, la radiactividad remanente será debida fundamentalmente al U, Np y Pu y a los isótopos de sus cadenas de decaimiento, así como a algunos productos de fisión de vida media larga, como ^{239}I , ^{135}Cs , ^{99}Tc , ^{79}Se y ^{126}Sn .
2. Son una fuente de calor de aproximadamente 1 kW después de 5 años de su descarga. Esto es debido al decaimiento radiactivo de los radioisótopos presentes en los mismos. Después de 100 años de enfriamiento el calor residual del combustible irradiado es debido fundamentalmente al decaimiento radiactivo de los elementos transuránicos.
3. Son potencialmente radiotóxicos durante millones de años. El parámetro adecuado para evaluar el riesgo potencial contenido en un CNG es la radiotoxicidad y se define como la capacidad que tiene un radionúclido para producir una lesión en virtud de sus emisiones radiactivas, cuando es incorporado al cuerpo [6].
4. Contienen materiales nucleares. En particular el plutonio, que tiene un gran contenido energético por su capacidad para ser fisionado por neutrones tanto térmicos como rápidos. Por este motivo algunos países consideran al plutonio como un recurso valioso desde un punto de vista energético; sin

embargo, otros lo consideran como un peligro por su posible contribución a la proliferación nuclear. Las cantidades y características de los distintos componentes del CNG dependen de su enriquecimiento inicial en ^{235}U y del grado de quemado del combustible nuclear.

1.5 Almacenamiento del Combustible Nuclear Gastado.

Una vez que el CNG que se genera a partir de la operación de los reactores nucleares de cualquier tipo es removido de la vasija del reactor, es necesario que su gestión y manejo se realice de manera segura. Dependiendo de las circunstancias, el CNG retirado puede ser considerado como desecho o como un recurso energético potencial, y es por ello que debe ser contemplada su disposición final, ya sea en la gestión de la eliminación directa o en la etapa del reprocesamiento.

El combustible que ha sido utilizado en reactores de potencia se almacena inicialmente en las ACNG. Posteriormente, ese combustible puede seguir tres procesos [7]:

- Almacenarlo en un repositorio geológico permanente.
- Seguir el ciclo completo del combustible, que incluye el reprocesamiento del combustible gastado.
- Tener una política “*wait and see*”, que se refiere a emplear inicialmente un almacén provisional mientras se decide la disposición final del combustible gastado.

Independiente de la disposición final, el almacenamiento interino debe de ser por un determinado periodo de tiempo definido por las etapas que implicaría su gestión. Es importante considerar que el almacenamiento no puede ser determinado como una solución definitiva pues se requiere de establecer su disposición final.

Este periodo determinado de tiempo es un factor significativo para establecer el tipo de almacenamiento adoptado, así como el diseño de la instalación, pues se toman lapsos que van desde el orden de meses hasta décadas. Con esta idea, el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) ha establecido que los almacenamientos planeados para tiempos mayores de 100 años son considerados como almacenamientos de largo plazo. Actualmente, existen varios tipos de almacenamiento, ya sean húmedos o secos [8]:

- Almacenamiento húmedo en alberca, fuera o dentro del sitio del reactor. En este tipo de instalación, el combustible gastado se almacena en contenedores estándar o compactos en el que se permita el espaciamiento entre los ensambles o elementos de combustible.
- Almacenamiento en seco o de doble propósito (almacenamiento y transporte). En este tipo de instalación se disponen los equipos en un sitio dentro o fuera del sitio del reactor, caracterizados por ser elementos cerrados que impidan la liberación del material radioactivo durante el almacenamiento, proporcionando protección y contención por barreras físicas (revestimiento metálicos y/o de concreto). Por lo general son de forma cilíndrica con su eje longitudinal en posición vertical u horizontal.
- Almacenamiento seco en bóvedas. Se ubica el CNG en una instalación blindada masiva, que puede ser superficial o subterránea, siendo una estructura de concreto armado que contiene una serie de cavidades para el almacenamiento, con el fin de evitar emisiones inaceptables de material radioactivo.

Para el almacenamiento inicial o interino lo más utilizado es un almacenamiento en seco enfriado por aire o en condiciones inertes.

1.6 Perspectiva Mundial del Almacenamiento de Combustible Nuclear Gastado.

Hacia el año 2020, la mayor parte de los reactores que operan actualmente estarán cerca del término de sus licencias de operación y la cantidad total de combustible gastado será de aproximadamente 445000 tHM (de sus siglas en inglés Metric Ton of Heavy Metal) [9].

Suponiendo que se mantengan los planes de los diferentes países con reactores nucleares, se pueden observar las siguientes tendencias regionales (Figura 1.3):

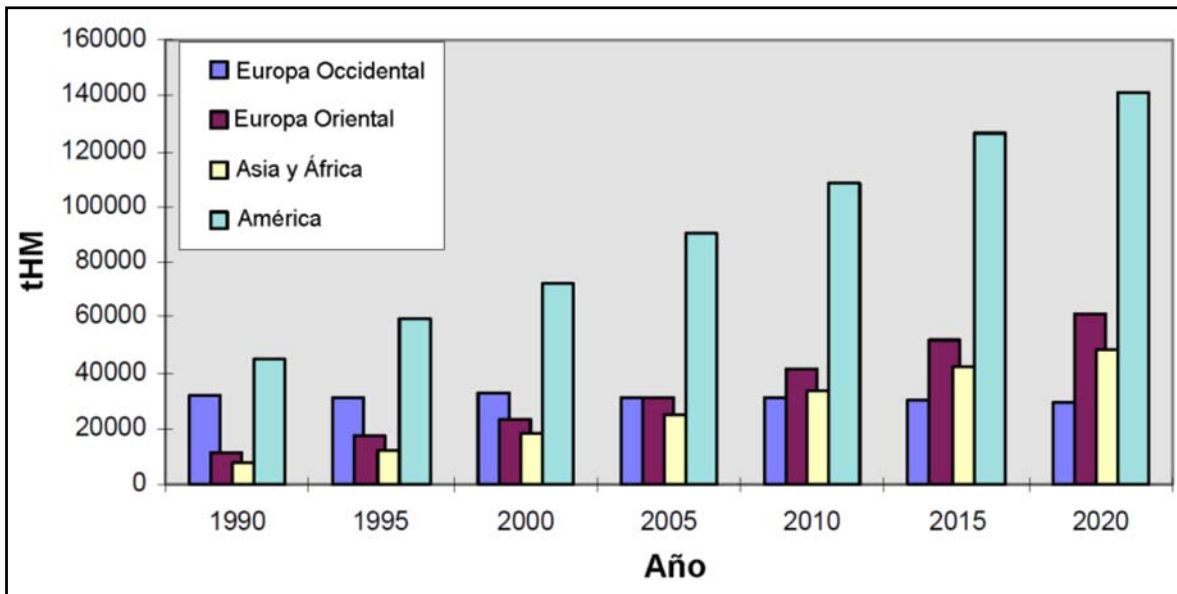


Figura 1.3 Almacenamiento del CNG por regiones.

- Europa Occidental tendrá ligeras cantidades decrecientes de combustible gastado para su almacenamiento, debido al reprocesamiento del combustible gastado,
- Europa Oriental se duplicará la cantidad de combustible gastado que se almacena en los próximos años,
- América almacenará todo el combustible utilizado, por lo tanto la cantidad de combustible gastado será cada vez mayor,

- Asia y África, se duplicará la cantidad de combustible gastado que se almacena en los próximos años siguiendo la tendencia de Europa Oriental.

En el pasado, la industria nuclear de los Estados Unidos había tomado el camino de la expansión de las albercas del combustible gastado a través de la reconfiguración de las celdas de almacenamiento y la consolidación de las barras de combustible. No obstante, durante los últimos años, el almacenamiento del combustible gastado en seco ha crecido exponencialmente desde 1985, y en 1990 la US NRC (de sus siglas en inglés United States Nuclear Regulatory Commission) realizó la revisión de la regulación que incluye nueva normativa para sus autorizaciones generales [10].

1.7 Reprocesamiento del Combustible Nuclear Gastado.

Las instalaciones de reprocesamiento disuelven y procesan el CNG para separar químicamente el uranio y el plutonio de los Productos de Fisión (PF). En las centrales nucleares, el uranio y el plutonio recuperados se pueden reciclar en combustible de Óxidos Mixtos (MOX) para generar más energía, con lo cual se utilizan de manera más completa los recursos de uranio y se reducen las necesidades de enriquecimiento. El reprocesamiento facilita también la disposición final de los desechos al reducir el volumen de desechos de actividad alta y retirar el plutonio.

Todas las plantas de reprocesamiento utilizan el proceso PUREX (acrónimo procedente de Plutonio y Uranio Recuperación por EXtracción) y la técnica de troceado y lixiviación. Después del almacenamiento de los conjuntos combustibles para enfriarlos, se cortan las piezas de ajuste de los extremos, las barras de combustible se trozan en pedazos y se disuelven en ácido nítrico, y se retira el encamisado y otros residuos. Generalmente se emplea un proceso de extracción con disolvente en varias etapas que utiliza como disolvente el fosfato de tributilo (TBP), primeramente para separar el uranio y el plutonio de los PF y los AM, y después, para separar al uranio y el plutonio uno de otro. Los productos finales del

proceso son una solución de nitrato de uranilo, una solución de nitrato de plutonio y una solución de refinado que contiene PF y AM.

En las plantas de Tokai y Rokkasho-Mura, en el Japón, los siguientes pasos inmediatos son la desnitrificación para producir polvo de óxido de uranio (UO_3) y la desnitrificación conjunta para producir una mezcla de polvos de óxido de uranio y plutonio ($\text{UO}_2\text{-PuO}_2$). Seguidamente se mezcla la solución de nitrato de plutonio con la solución de nitrato de uranilo sin separación. Estas son las formas en que se almacenan el uranio y el plutonio. En las plantas de Thorp, en el Reino Unido, y La Haya, en Francia, el uranio y el plutonio separados se almacenan como UO_3 y PuO_2 . A la larga, el óxido de plutonio o el polvo de mezcla de óxidos se envían al lugar de fabricación de combustible y después se devuelven al propietario en forma de combustibles MOX. La planta RT1 de Rusia acepta CNG proveniente de reactores rápidos, reactores de investigación y reactores submarinos. El producto principal es el óxido de uranio, que se recicla en combustible para reactores RBMK y el óxido de plutonio se almacena.

La separación piro-química se basa en técnicas de refinado electrolítico, en las que el CNG se disuelve en un electrolito de sal fundida y después el material utilizable se precipita en electrodos. Aunque las técnicas piro-químicas sólo se han desarrollado a escala de laboratorio o de planta experimental, tienen una aplicación potencial para la mayor parte de las formas de combustible. Además, dado que los procesos piro-químicos dificultan más la separación completa del uranio, el plutonio y los AM de los PF, se consideran más resistentes a la proliferación que el proceso PUREX. La separación incompleta mantiene elevados niveles de radiación que tienen efecto disuasorio. Sin embargo, también hace que el resultado de los procesos piro-químicos sea menos idóneo para reciclarlo en combustible MOX para reactores térmicos, lo que limita su utilización mayormente a combustible para reactores rápidos [11].

1.8 Reciclado de Actínidos Menores.

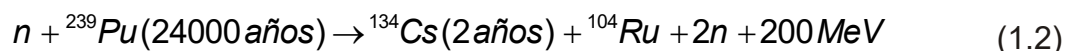
Se ha propuesto que, además del uso del plutonio, los AM pudieran utilizarse en un reactor de potencia. Ya se han realizado pruebas en las cuales se ha utilizado el americio como combustible [12]. En principio, sería posible obtener energía de la fisión de cualquier núcleo de actínido. Con un meticuloso diseño del combustible, se pueden consumir los actínidos presentes en él, dejando sólo los elementos más ligeros con vidas medias cortas.

Hasta ahora todavía no se ha elegido el tipo de combustible para el quemado de actínidos. Existen series de diferentes matrices que pueden controlar la producción de actínidos.

- Actínidos en una matriz inerte: Actínidos mezclados con un metal, por ejemplo, podría utilizarse una solución sólida de un actínido en un sólido como el zirconio.
- Actínidos en óxido de torio: El óxido de actínido se mezcla con el de torio.
- Actínidos en óxido de uranio: El óxido de actínido se mezcla con el de uranio.

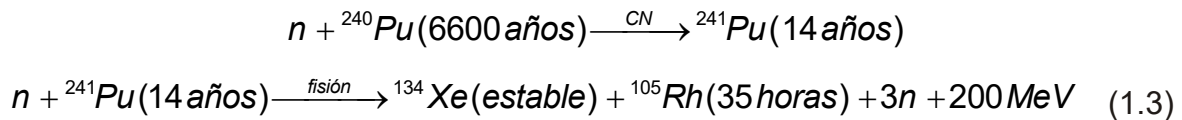
1.8.1 Incineración y Transmutación.

La transmutación de los transuránicos ofrece la posibilidad de reducir su radiotoxicidad potencial y aprovecharlos para producir energía y electricidad. El proceso fundamental para realizar la transmutación de elementos transuránicos es la fisión inducida por neutrones. Tras absorber un neutrón, un núcleo de gran masa atómica se divide en dos núcleos más pequeños generando nuevos neutrones y liberando energía (~200 MeV). Este proceso puede transformar los actínidos de larga vida en fragmentos de fisión de vida mucho más corta. Un ejemplo de transmutación por fisión podría ser el siguiente:

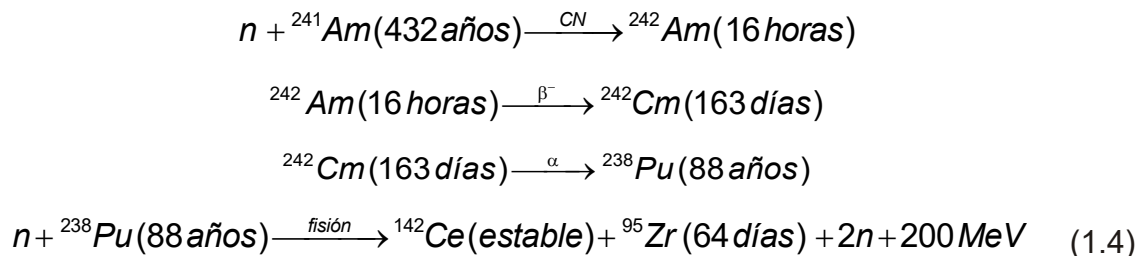


A veces son necesarias varias reacciones nucleares de captura neutrónica y decaimiento radiactivo antes de que se produzca la fisión, como en los dos ejemplos siguientes:

Ejemplo 1:



Ejemplo 2:



En otras ocasiones las reacciones nucleares son del tipo (n, 2n), sin ningún efecto práctico directo desde el punto de vista de reducción de la radiotoxicidad. Sin embargo estas reacciones pueden transformar un material fértil en otro fisible, con mayor probabilidad de ser fisionado. Bajo irradiación neutrónica se pueden recorrer todos los posibles caminos aun que con distintas probabilidades, dependiendo del flujo de neutrones. Ello da lugar a un amplio conjunto de reacciones nucleares. Se considera completa la transmutación de un actínido cuando al final de una cadena se produce una fisión. Después de cada fisión los nuevos neutrones pueden utilizarse para inducir más transmutaciones, y la energía producida para generar electricidad [13].

Capítulo 2

Procesos para la Determinación de Actínidos en el Combustible Nuclear Gastado

2.1 Introducción.

Antes de ejecutar cálculos utilizando un código de computadora especializado para determinado tipo de trabajo, es necesario asegurarse que la herramienta que se va a utilizar ha sido probada y que los resultados son lo más cercano posible a la realidad o que concuerdan con datos experimentales y/o mediciones realizadas durante la operación de un reactor nuclear. Para esto, las herramientas se prueban haciendo uso de un problema tipo llamado benchmark, y es una práctica muy común el utilizar este tipo de problemas en la calibración de los programas de computadora para al menos saber cuánta desviación podría ser obtenida con respecto a los resultados reales.

2.2 Cálculos para la Determinación de Actínidos en el Combustible Nuclear Gastado.

La NEA/OECD (de sus siglas en inglés Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development) realizó el documento benchmark titulado: “Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark – Phase VII. UO₂ Fuel: Study of Spent Fuel Compositions for Long-term Disposal” [14], con el propósito de determinar la capacidad de los códigos de cálculo, así como de los datos nucleares asociados para predecir la composición isotópica y el correspondiente factor de multiplicación efectivo (k_{eff}) de neutrones en un contenedor genérico de combustible gastado durante algún tiempo de almacenamiento determinado.

2.3 Descripción del Cálculo de Referencia.

El cálculo de referencia (benchmark), es para un contenedor genérico de combustible gastado, el cual es cargado con 21 ensamblajes combustibles 17x17 de UO_2 de un reactor de potencia tipo PWR con 4.5 wt% de enriquecimiento inicial de ^{235}U y un quemado a la descarga de 50 GWd/TM. Las especificaciones técnicas del contenedor y del ensamblaje combustible se muestran en el Apéndice A.

Los cálculos realizados se dividen en varias etapas:

1. Quemado del combustible nuclear a 50 GWd/TM.
2. Decaimiento radiactivo a los tiempos indicados en la Tabla 2.1.
3. Obtención de las densidades isotópicas de actínidos y PF (Tabla 2.2).
4. Estimación de los valores de k_{eff} del CNG a los tiempos indicados en la Tabla 2.1 con actínidos y actínidos más PF.

Tabla 2.1 Tiempos para calcular y reportar la composición isotópica del CNG.

Numero de caso	Tiempo (años)	Numero de caso	Tiempo (años)
1	0 (a la descarga)	16	1000
2	1	17	2000
3	2	18	5000
4	5	19	8000
5	10	20	1000
6	20	21	15000
7	40	22	20000
8	60	23	25000
9	80	24	30000
10	100	25	40000
11	120	26	45000
12	150	27	50000
13	200	28	100000
14	300	29	500000
15	500	30	1000000

Tabla 2.2 Nucleidos utilizados en los cálculos de k_{eff} .

Actínidos (11 en total)
^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu y ^{241}Am .
Actínidos mas PF (30 en total)
^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{242m}Am , ^{243}Am , ^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{103}Rh , ^{109}Ag , ^{133}Cs , ^{143}Nd , ^{145}Nd , ^{147}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , ^{151}Eu , ^{153}Eu y ^{155}Gd .

2.4 Herramientas de Cómputo.

El Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) cuenta con el sistema de códigos de cómputo SCALE VI (de sus siglas en inglés Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) desarrollo en el *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL) el que se encuentran los códigos ORIGEN-S (de sus siglas en inglés Oak Ridge Isotope GENERation) que es empleado para realizar cálculos de quemado, decaimiento radiactivo, entre otros, de combustible nuclear de reactores de potencia y KENO VI el cual es usado para realizar cálculos de criticidad de combustible nuclear de reactores de potencia [15].

2.4.1 Código ORIGEN-S.

La determinación de las concentraciones de nucleidos dependiente del tiempo y se puede escribir como:

$$\frac{dN_i}{dt} = \text{rapidez de formación} - \text{rapidez de perdida} \quad (2.1)$$

ORIGEN-S considera la desintegración radioactiva y absorción neutrónica (captura y fisión) como los procesos de pérdida que aparecen del lado derecho de la ecuación anterior. La rapidez de cambio en el tiempo de la concentración para un nucleido en particular, N_i , en términos de las interacciones anteriores se puede escribir como:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \gamma_{ji} \sigma_{f,j} N_j \phi + \sigma_{c,i-1} N_{i-1} \phi + \lambda_i' N_i' - \sigma_{f,i} N_i \phi - \sigma_{c,i} N_i \phi - \lambda_i N_i$$

(2.2)

donde ($i = 1, \dots, I$);

y

$\sum_j \gamma_{ji} \sigma_{f,j} N_j \phi$ es la rapidez de rendimiento (producción) de N_i debido a todas las fisiones de los nucleidos N_j ;

$\sigma_{c,i-1} N_{i-1} \phi$ es la rapidez de transmutación dentro N_i debido a la captura neutrónica radiactiva de N_{i-1} ;

$\lambda_i' N_i'$ es la rapidez de formación de N_i debido al decaimiento radiactivo de los nucleidos N_i' ;

$\sigma_{f,i} N_i \phi$ es la rapidez de destrucción de N_i debido a la fisión;

$\sigma_{c,i} N_i \phi$ es la rapidez de destrucción de N_i debido a todas las formas de absorción de neutrones distinto de la fisión (n, γ , n, α , n, p , $n, 2n$, $n, 3n$);

$\lambda_i N_i$ es la rapidez de decaimiento radiactivo de N_i .

La ecuación (2.2) está escrita para un medio homogéneo que contiene un flujo neutrónico promedio en espacio-energía, ϕ , con secciones eficaces promediadas en flujo-ponderado, Σ_f y Σ_c , que representan la probabilidad de reacción. El flujo es una función de espacio, energía y la concentración de nucleidos en el tiempo.

ORIGEN-S resuelve el sistema lineal, acoplado, de ecuaciones diferenciales de primer orden con coeficientes constantes y puede ser llamado desde un módulo de control, o puede ser ejecutado como un programa independiente. El objetivo

principal de ORIGEN-S es hacer posible cálculos de combustible nuclear ya sea quemado o decaimiento, entre otros; usa secciones eficaces con espectros de energía en multi-grupos proveniente de la biblioteca de datos nucleares ENDF/B [16].

2.4.2 Código KENO VI.

La teoría del transporte puede aplicarse mediante el método de ordenadas discretas, en el que la dependencia del flujo neutrónico con una dirección se divide en grupos, y el método de Monte Carlo en el que cada neutrón se trata de manera individual y se sigue la historia de un número suficiente de ellos, entre otras formulaciones diferentes.

KENO VI utiliza el método de Monte Carlo, el cual es de carácter estadístico, y en él cada neutrón se trata de forma individual. El proceso de modelación comienza con una determinada distribución de neutrones producidos por fisión en el material fisible. Cada neutrón interacciona con los restantes núcleos del medio de forma aleatoria, aunque obedeciendo las leyes fundamentales de la probabilidad. La probabilidad de que el neutrón termine una vida con un determinado suceso (fisión, absorción, dispersión, fuga, entre otras) se determina a partir de las secciones eficaces y los espectros de energía. Con esta base se desarrolla un modelo que es capaz de “seguir” la vida del neutrón a través del medio, de manera que el resultado de cada evento es impredecible, puesto que responde a un proceso equivalente a elegir un número aleatorio. Si se sigue la vida de un número suficiente de neutrones, se obtiene una buena aproximación al comportamiento del sistema.

KENO VI es un programa de transporte de neutrones en tres dimensiones (3-D) que utiliza el método de Monte Carlo. El objetivo principal de KENO VI es determinar el valor de k_{eff} en diversas geometrías con secciones eficaces dependientes de la energía en multi-grupos o espectro de energía continuo de la biblioteca de datos nucleares ENDF/B.

Los CSAS (de sus siglas en inglés Criticality Safety Análisis Sequences) son módulos de control principales para el tratamiento de secciones eficaces seguido por el cálculo de k_{eff} de un sistema. Estas secuencias de control activan los siguientes códigos de tratamiento de secciones eficaces [17]:

- BONAMI (de sus siglas en inglés BONDarenko AMPEX Interpolation) es un módulo que realiza interpolaciones de los factores de Bondarenko para tomar en cuenta el auto-blindaje en las secciones. Resuelve problemas en multi-zonas de una-dimensión (1-D) en geometrías placa, cilíndrica o esférica. BONAMI requiere una biblioteca maestra AMPX, la cual incluye los datos de Bondarenko para las secciones eficaces. Usando la biblioteca maestra y una descripción de la geometría del sistema, calcula el factor de auto-blindaje de las secciones eficaces y lo escribe dentro de la nueva biblioteca.
- NITAWL-III es un módulo que convierte la biblioteca maestra en un formato de biblioteca de trabajo y utiliza el tratamiento integral de Nordheim para ejecutar un procesado de las secciones eficaces en el rango de energías de resonancia. Esto implica un cálculo de energías de grupo fino de la moderación del flujo de neutrones a través de cada resonancia. NITAWL también reúne matrices de transferencia grupo a grupo desde la componente elástica e inelástica de la dispersión.
- CENTRM calcula espectros de energía continua de neutrones utilizando el método analítico de ordenadas discretas en una dimensión o geometría de medio infinito. CENTRM determina los flujos de neutrones para una geometría determinada para el procesador de datos de multigrupos de auto-blindaje por resonancia en multigrupos utilizando una celda unidad de 1-D, y entonces empleando el espectro como una función promedio de la celda en una geometría para un multigrupo promediado.
- PMC lee el espectro continuo de energía CENTRM y datos de secciones eficaces de grupos promediados sobre algunos rangos de energía

específicos y geometrías determinadas para reemplazar los datos correspondientes en una entrada de datos de la biblioteca maestra AMPX.

- XSDRNPM es un código que realiza un cálculo unidimensional en ordenadas discretas o teoría de difusión usando secciones de una biblioteca de trabajo AMPEX y puede usarse para diferentes propósitos como el cálculo del valor del factor de multiplicación efectivo (k_{eff}), el colapsamiento de las secciones eficaces, análisis de blindaje y para producir factores parciales para ser usados en los cálculos con Monte Carlo.
- KENO VI utiliza las secciones eficaces procesadas para el cálculo del de k_{eff} de modelos de sistemas tridimensionales. Las capacidades de modelación geométrica de KENO VI y el tratamiento automático de secciones eficaces dentro de las secuencias de control permiten analizar fácilmente complicados sistemas tridimensionales.

Para cálculos de criticidad con KENO VI con sistemas tridimensionales, la secuencia que se usó fue la CSAS25. En la Figura 2.1 se muestra el diagrama de funcionamiento general de las secuencias CSAS, representando en este caso concreto la CSAS25.

En el centro de las CSAS, está biblioteca de subrutinas es conocida como *Material Information Processor Library* (MIPLIB). El propósito de la MIPLIB es permitir a los usuarios especificar los materiales del problema utilizando palabras clave fáciles de reconocer y memorizar asociadas a mezclas, elementos, e isótopos proporcionados por la *Standard Composition Library* (SCLIB). MIPLIB también utiliza palabras clave para modelar el sistema mediante geometrías simples creando el input que utilizaran los módulos que realizan el cálculo de secciones eficaces: BONAMI, NITAWL, CENTRM, PMC y XSDRNPM.

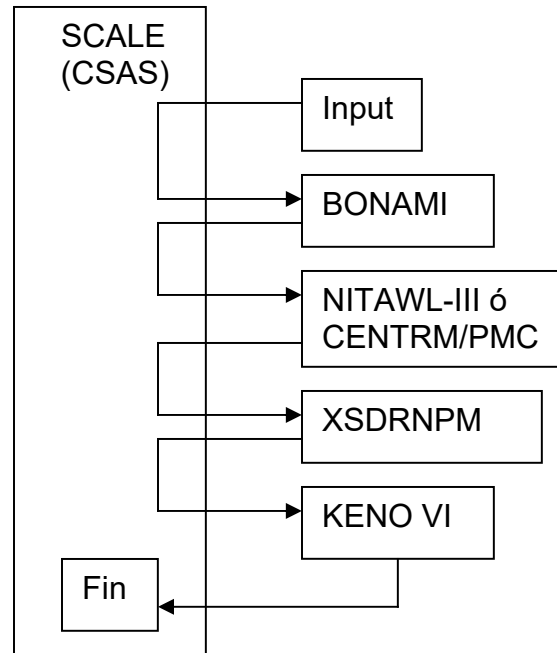


Figura 2.1 Diagrama del funcionamiento de las secuencias CSAS.

Las secuencias CSAS utilizan la SCLIB para especificar los materiales y mezclas utilizadas y proporciona una preparación automática de las secciones eficaces necesarias para realizar los cálculos de criticidad del problema.

2.5 Resultados del Cálculo de Quemado y Decaimiento Radiactivo.

La reducción del contenido de material fisionable que ocurre con el quemado de combustible, conocido como créditos de quemado, se debe al cambio de la concentración de los núclidos o isótopos físiles, además de la producción de actínidos y PF absorbedores de neutrones. Sin embargo, después de que el combustible nuclear gastado es descargado del reactor, el contenido de material fisionable continúa variando como una función del tiempo, debido al decaimiento de los isótopos inestables.

Para realizar los cálculos de quemado y decaimiento radiactivo, primeramente fue necesario simular el quemado del combustible propuesto en el benchmark

(Tabla 2.3), hasta los 50 GWd/TM, para posteriormente simular el decaimiento radiactivo de los actínidos y PF señalados en la Tabla 2.2, desde la descarga hasta 10^6 años, a los pasos de tiempo descritos en la Tabla 2.1.

Tabla 2.3 Descripción del combustible simulado con ORIGEN-Arp.

Combustible.	PWR 17X17 de UO ₂
Enriquecimiento de ²³⁵ U.	4.5 %.
Masa de UO ₂ .	82173.8 Kg.
Masa del metal pesado.	72439.8 Kg.
Densidad del combustible.	10.41 g/cm ³ .
Moderador	Agua.
Temperatura del combustible.	900 °K.
Temperatura de la camisa y moderador.	622 °K.
Quemado a la descarga.	50GWd/TM.
Número y tiempo de ciclos.	4 ciclos de 18 meses.
Tiempo de recarga.	17 días.

La herramienta de cómputo utilizada en este trabajo para la simulación del ensamble fue el módulo ORIGEN-Arp [18] del código SCALE 6, el cual es una interfase del código ORINGEN-S. En la simulación, se utilizaron bibliotecas de datos nucleares de 200 grupos de energía para neutrones (200GrpEDNF6) y 47 grupos de energía para gammas (47GrpENDF6), ambas bibliotecas están basadas en la biblioteca de parámetros nucleares ENDF/B-VI [19].

Las Figuras 2.2 y 2.3, muestran los resultados obtenidos de la simulación de quemado y decaimiento radiactivo de los actínidos y PF correspondientemente. Además, en el Apéndice B se muestran los valores de las densidades atómicas de los actínidos y PF comparados con los resultados del documento benchmark.

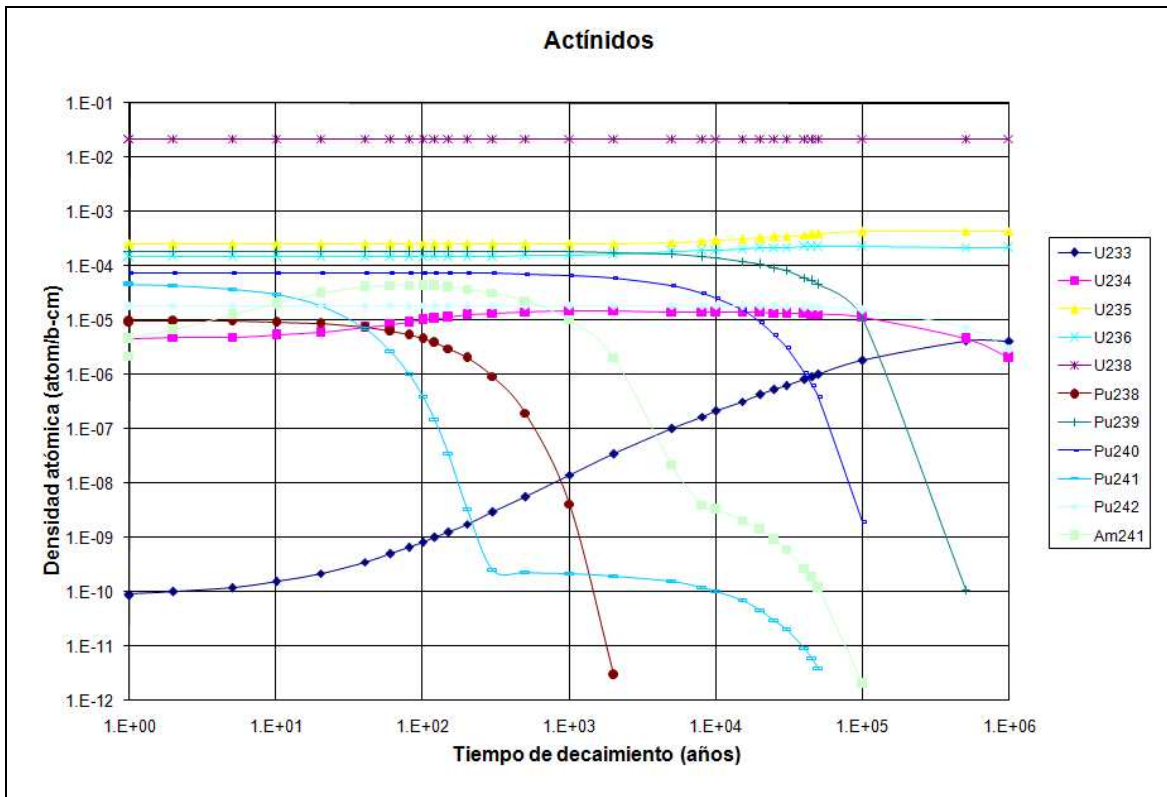


Figura 2.2 Densidades atómicas de actínidos.

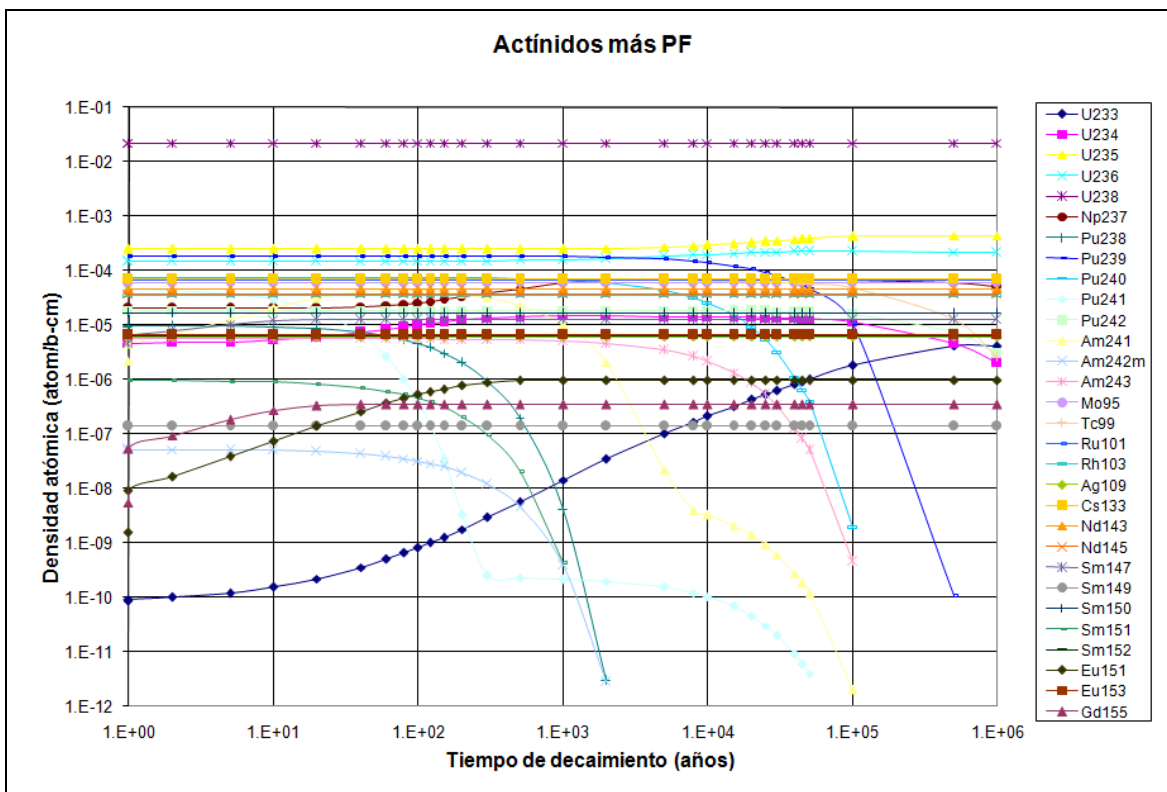


Figura 2.3 Densidades atómicas de actínidos más PF.

2.6 Resultados del Cálculo de Criticidad.

Después de haber obtenidos las densidades atómicas de los distintos isótopos (actínidos y PF) que componen el CNG, procedemos a calcular la criticidad del sistema para el contenedor propuesto en el benchmark de la NEA/OECD y descrito en el Apéndice A.

Con la ayuda del modulo GeeWiz (de sus siglas en inglés Graphically Enhanced Editing Wizard) [20], el cual forma parte de la paquetería de códigos de SCALE VI y es una interfase que crear y ejecuta el archivo de entrada, para realizar los cálculos de criticidad, que en nuestro caso se utilizó el código KENO VI.

Los cálculos de criticidad del contenedor representativo de la OECD, cargado con 21 ensambles de UO₂ 17x17, se realizaron utilizando 8 millones de partículas para cada simulación, con una biblioteca de datos nucleares de 238 grupos de energía, la cual están basadas en la biblioteca de parámetros nucleares ENDF/B-VII.

Las Tablas 2.4 y 2.5 y las Figuras 2.4 y 2.5, muestran los resultados obtenidos en el cálculo de criticidad para el combustible fresco (Tabla A3 del Apéndice A), CNG con actínidos y CNG con actínidos mas PF (Tabla 2.2) correspondientemente, desde la descarga hasta 10⁶ años, a los pasos de tiempo descritos en la Tabla 2.1. En las Figuras 2.4 y 2.5 se omitieron los puntos del combustible fresco debido a que solo se muestra el comportamiento de k_{eff} para el CNG.

El valor de la diferencia porcentual para todos los casos, fue calculado de la siguiente forma:

$$\text{Diferencia (\%)} = \frac{|k_{eff}(\text{Benchmark}) - k_{eff}(\text{ININ})|}{k_{eff}(\text{Benchmark})} * 100$$

donde:

k_{eff} (Benchmar): es el valor de la k_{eff} correspondiente al reportado en el documento benchmark de la NEA/OECD.

K_{eff} (ININ): es valor de k_{eff} correspondiente al obtenido en la simulación realizada con KENO VI en el ININ.

Para el combustible nuclear fresco se obtuvo un valor de k_{eff} es igual a 1.14791 ± 0.0003 con una diferencia porcentual absoluta de 0.05137% respecto a la media muestral reportada en el documento benchmark, para el caso del CNG con actínidos se obtuvo una diferencia porcentual absoluta promedio de 0.24185% y máxima de 0.48750% respecto a la media muestral reportada en el documento benchmark y para el caso del CNG con actínidos mas PF se obtuvo una diferencia porcentual absoluta promedio de 0.16262% y máxima de 0.32400% respecto a la media muestral reportada en el documento benchmark.

Como se puede observar en las Figuras 2.4 y 2.5 el valor de k_{eff} continua decreciendo hasta aproximadamente 100 años después de la descarga y luego aumenta hasta alcanzar su máximo valor, aproximadamente a los 2.5×10^4 años después de la descarga. El decremento en k_{eff} para los primeros 100 años después de la descarga del combustible nuclear es causado principalmente por el decaimiento del núcleo fisible ^{241}Pu ($T_{1/2} = 14.29$ años) a ^{241}Am (absorbedor de neutrones), mientras que el aumento es debido al decaimiento de los núclidos absorbedores de neutrones ^{238}Pu ($T_{1/2} = 87.7$ años), ^{240}Pu ($T_{1/2} = 6561$ años), ^{241}Am ($T_{1/2} = 432.6$ años) y ^{243}Am ($T_{1/2} = 7370$ años).

Tabla 2.4 Valores obtenidos de k_{eff} con sólo actínidos comparados con el benchmark.

Tiempo (años)	Benchmark		ININ		Diferencia (%)
	k_{eff}	RSD (%) [†]	k_{eff}	σ	
Combustible fresco	1.1485	0.23	1.14791	0.00030	0.05137
A la descarga	0.9548	0.28	0.95649	0.00032	0.17700
1	0.9503	0.27	0.95188	0.00030	0.16626
2	0.9452	0.29	0.94662	0.00030	0.15023
5	0.9313	0.24	0.93466	0.00031	0.36079
10	0.9124	0.22	0.91497	0.00031	0.28167
20	0.8856	0.23	0.88820	0.00030	0.29359
40	0.8599	0.20	0.86290	0.00027	0.34888
60	0.8514	0.20	0.85533	0.00032	0.46159
80	0.8492	0.22	0.85158	0.00028	0.28026
100	0.8496	0.23	0.85247	0.00029	0.33781
120	0.8511	0.20	0.85415	0.00030	0.35836
150	0.8535	0.22	0.85736	0.00029	0.45226
200	0.8573	0.22	0.86130	0.00041	0.46658
300	0.8644	0.21	0.86746	0.00029	0.35400
500	0.8759	0.24	0.88017	0.00030	0.48750
1000	0.8937	0.24	0.89668	0.00027	0.33345
2000	0.9080	0.34	0.91112	0.00030	0.34361
5000	0.9198	0.33	0.92098	0.00031	0.12829
8000	0.9264	0.32	0.92852	0.00035	0.22884
10000	0.9299	0.29	0.93020	0.00030	0.03226
15000	0.9360	0.31	0.93675	0.00031	0.08013
20000	0.9393	0.33	0.94073	0.00033	0.15224
25000	0.9399	0.33	0.94100	0.00032	0.11703
30000	0.9387	0.39	0.93894	0.00033	0.02557
40000	0.9341	0.38	0.93553	0.00036	0.15309
45000	0.9310	0.42	0.93238	0.00029	0.14823
50000	0.9281	0.39	0.92946	0.00033	0.14654
100000	0.9092	0.47	0.90992	0.00033	0.07919
500000	0.9083	0.46	0.90979	0.00028	0.16404
1000000	0.9103	0.46	0.91163	0.00035	0.14611

[†]RSD de sus siglas en Inglés Relative Standard Deviation.

Tabla 2.5 Valores obtenidos de k_{eff} con actínidos más PF comparados con el benchmark.

Tiempo (años)	Benchmark		ININ		Diferencia (%)
	k_{eff}	RSD (%) [†]	k_{eff}	σ	
Combustible fresco	1.1485	0.23	1.14791	0.00030	0.05137
A la descarga	0.8604	0.25	0.86015	0.00027	0.02906
1	0.8500	0.27	0.85106	0.00026	0.12471
2	0.8438	0.25	0.84502	0.00030	0.14458
5	0.8274	0.26	0.82871	0.00026	0.15833
10	0.8066	0.21	0.80799	0.00026	0.17233
20	0.7805	0.20	0.78248	0.00025	0.25368
40	0.7559	0.21	0.75810	0.00027	0.29104
60	0.7478	0.22	0.75006	0.00032	0.30222
80	0.7451	0.24	0.74631	0.00027	0.16239
100	0.7450	0.25	0.74572	0.00023	0.09664
120	0.7456	0.27	0.74638	0.00028	0.10461
150	0.7470	0.24	0.74774	0.00027	0.09906
200	0.7492	0.23	0.75020	0.00024	0.13348
300	0.7530	0.23	0.75423	0.00027	0.16335
500	0.7593	0.28	0.76018	0.00025	0.11590
1000	0.7689	0.25	0.77109	0.00027	0.28482
2000	0.7765	0.33	0.77769	0.00026	0.15325
5000	0.7832	0.30	0.78553	0.00024	0.29750
8000	0.7868	0.30	0.78851	0.00027	0.21734
10000	0.7887	0.31	0.78960	0.00027	0.11411
15000	0.7903	0.31	0.79161	0.00026	0.16576
20000	0.7904	0.29	0.79094	0.00027	0.06832
25000	0.7885	0.29	0.78969	0.00024	0.15092
30000	0.7856	0.33	0.78558	0.00027	0.00255
40000	0.7778	0.33	0.77835	0.00025	0.07071
45000	0.7738	0.40	0.77431	0.00026	0.06591
50000	0.7699	0.37	0.77130	0.00027	0.18184
100000	0.7483	0.36	0.75042	0.00026	0.28331
500000	0.7500	0.38	0.75243	0.00030	0.32400
1000000	0.7555	0.41	0.75661	0.00027	0.14692

[†]RSD de sus siglas en Inglés Relative Standard Deviation.

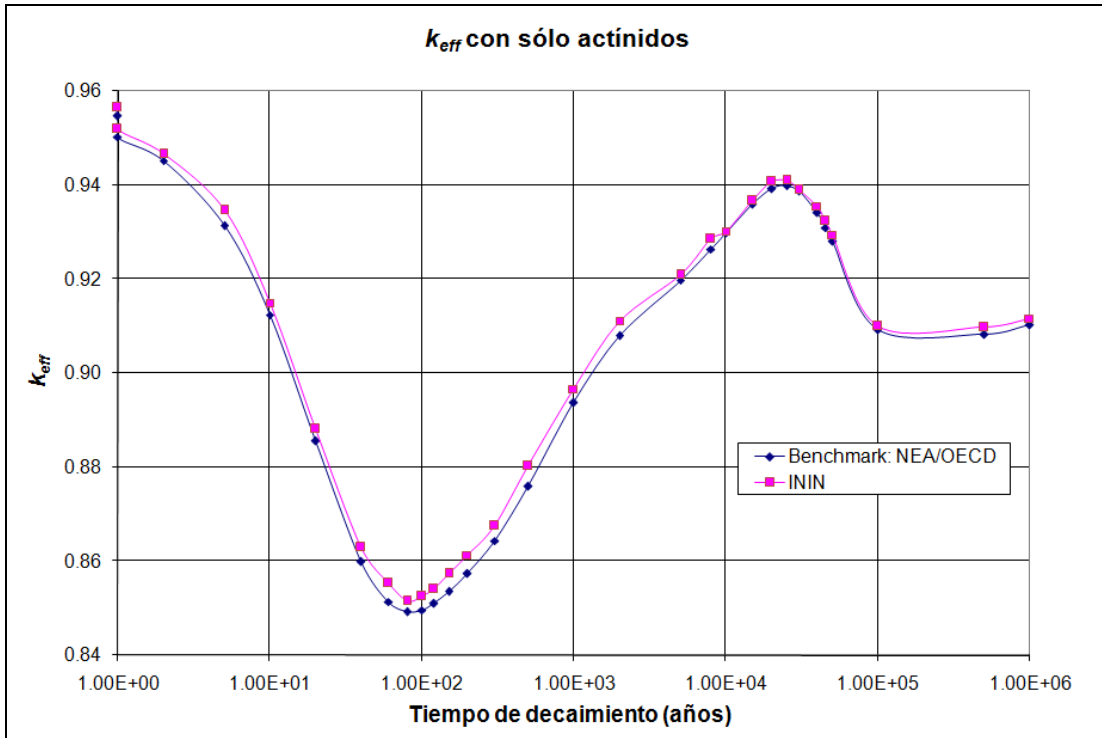


Figura 2.4 Comparación entre los resultados obtenidos para los valores de k_{eff} con sólo actínidos.

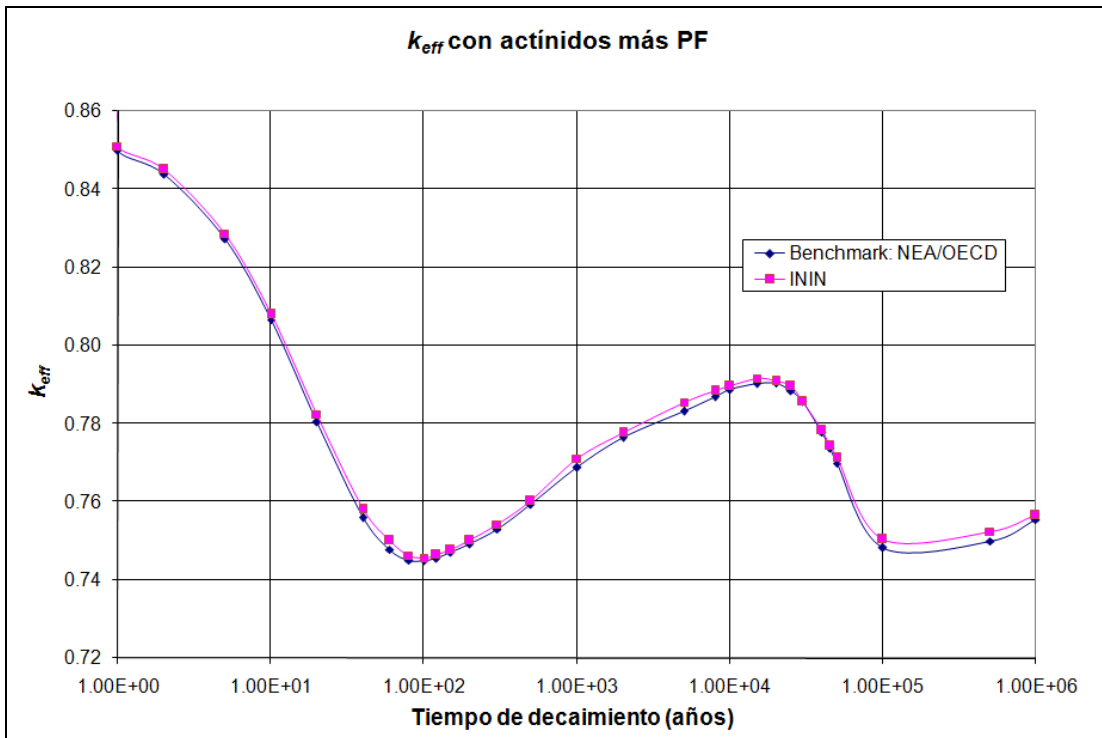


Figura 2.5 Comparación entre los resultados obtenidos para los valores de k_{eff} con actínidos más PF.

2.7 Conclusiones del Cálculo de Referencia.

De los resultados obtenidos mostrados en las Figura 2.2, Figura 2.3 y en el Apéndice B, se puede apreciar que los valores de las densidades atómicas de los distintos isótopos que componen en CNG calculados con la herramienta de computo ORIGEN-S, tanto a la descarga, así como a los distintos tiempos de decaimientos a los que fueron calculados, no tienen una diferencia mayor al 0.1% comparados con la media muestral reportada en el documento benchmark de la NEA/OECD.

Las Tablas 2.4 y 2.5 y Figuras 2.4 y 2.5 muestran los valores de k_{eff} , la media muestral reportada en el documento benchmark de la NEA/OECD y los resultados obtenidos en los cálculos realizados con la herramienta de computo KENO VI, desde la descarga y a los distintos tiempos de decaimiento descritos en la Tabla 2.1, obteniendo un valor de k_{eff} igual a 1.14791 ± 0.0003 para el combustible nuclear fresco, es decir al inicio del quemado, además de una diferencia porcentual absoluta del 0.05137% entre ellos. Para el caso del CNG con actínidos, la diferencia porcentual absoluta promedio y máxima entre ellos fue de 0.24185% y 0.48750% correspondientemente. Finalmente para el CNG con actínidos más PF, la diferencia porcentual absoluta promedio y máxima entre ellos fue de 0.16262% y 0.32400% correspondientemente.

De los resultados obtenidos en los cálculos realizados anteriormente se puede concluir que se obtuvo una metodología y una herramienta confiable, la cual es el código ORIGEN-S, para poder realizar cálculos de quemado y decaimiento radiactivo, para obtener y predecir los diferentes actínidos y PF que componen el CNG.

Capítulo 3

Descripción y Validación de los Códigos Utilizados

3.1 Introducción.

En este capítulo se describen los paquetes de códigos que fueron utilizados para la realización de los cálculos de celdas y ciclos de combustible nuclear del presente trabajo así como su validación en base al cálculo de referencia descrito en el capítulo anterior.

3.2 Descripción de los Códigos.

Una breve descripción de los códigos de cómputo que conforman el sistema Fuel Management System (FMS) de Scandpower Internacional Consultors para la administración de combustible [21], y el paquete de cómputo Core Management Software (CMS) diseñado para realizar el análisis de los ciclos de combustible en plantas nucleoelectricas que poseen reactores de agua en ebullición (BWR) o reactores de agua presurizada (PWR), se realiza en los siguientes puntos de esta sección.

3.2.1 HELIOS 1.4.

El simulador Helios 1.4 es un código de transporte de simulación neutrónica de celdas de combustible, que ha sido validado para el cálculo de bancos nucleares para reactores LWRs. Helios utiliza como preprocesador de datos de entrada al código Aurora y como posprocesador el código Zenith.

El flujo de datos entre HELIOS y sus dos procesadores se da a través de una base de datos que es leída y mantenida por un paquete de subrutinas llamado HERMES (archivo con extensión *.hrf). HELIOS es el encargado de la generación de las secciones eficaces para simuladores de reactores LWR (tanto estáticos como dinámicos) en un arreglo bidimensional.

El siguiente esquema muestra la interacción de los códigos de HELIOS.

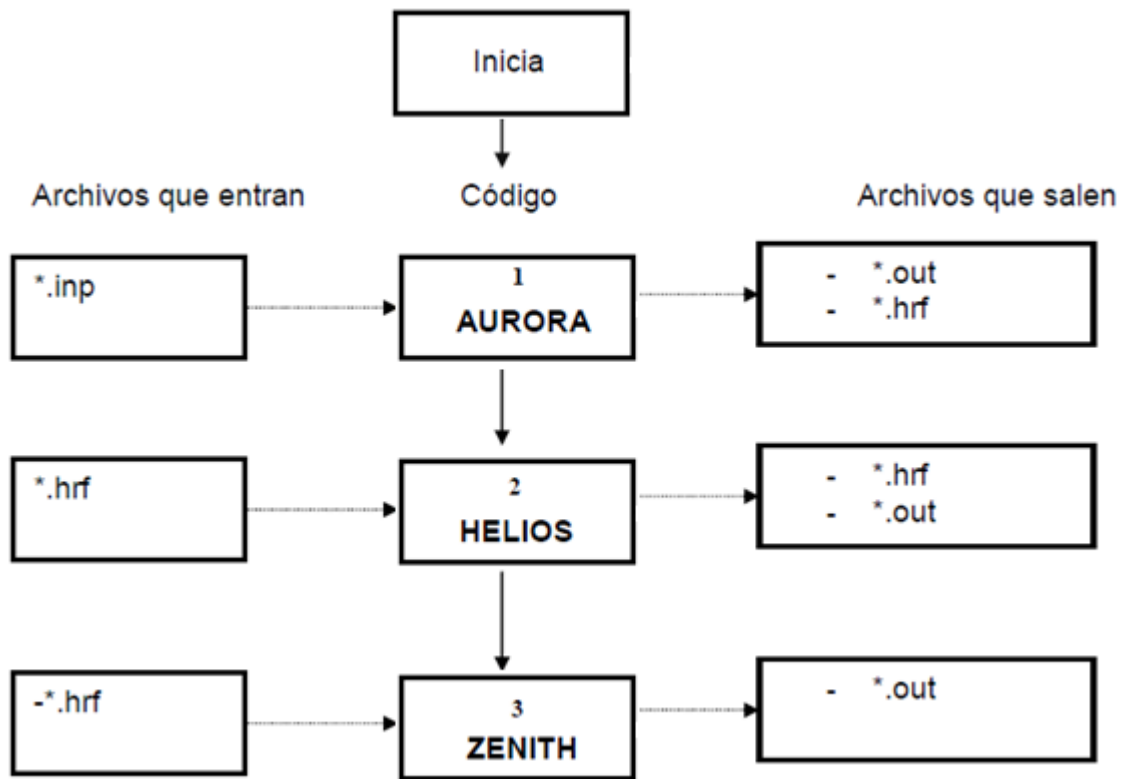


Figura 3.1 Diagrama de flujo de los códigos en HELIOS.

3.2.1.1 Pre-procesador AURORA.

El código AURORA es un procesador de los datos de entrada que verifica el archivo de entrada con respecto a los operadores utilizados para suministrar la información a la base de datos, estos operadores incluyen operaciones y órdenes características del sistema de administración de combustible nuclear de la

compañía SCANDPOWER. Este preprocesador de la información del archivo del archivo de entrada tiene como objetivo verificar que las tarjetas de entrada estén correctas antes de efectuar cálculo alguno, la información se procesa en cuatro etapas como se explica a continuación [22].

Lee el archivo de entrada completo del usuario para uno o más casos, y lo escribe en un archivo de salida, guardando en éste la base de datos y ejecuta la prueba global de la sintaxis.

Lee el archivo de entrada completo de nuevo, lo expande incluyendo los archivos que describen la geometría de un ensamble combustible en particular, y que pueden ser almacenados para cuando se requiera el cálculo particular de ese tipo de combustible, escribe este archivo expandido en el archivo de salida y lo guarda en la base de datos.

Lee el archivo de entrada expandido, purga todos los blancos y comentarios, resuelve todos los parámetros y aritmética, y guarda esta entrada final en la base de datos.

Lee el archivo final de entrada para cada caso, interpreta esta entrada por operador, y escribe los arreglos resultantes en la base de datos. Esta fase incluye pruebas extensivas en todos los parámetros y reporta en su caso más de 280 mensajes de error.

3.2.1.2 Código de Celdas HELIOS.

HELIOS es un código de transporte en dos dimensiones para neutrones y gammas, para el cálculo de ensambles combustibles. El transporte de partículas (neutrones y gammas) se lleva a cabo utilizando el método de probabilidades de colisión acoplados, en el cual los elementos espaciales son acoplados espacialmente usando las corrientes de interfase y el transporte local dentro del

elemento espacial se lleva a cabo usando probabilidades de colisión. El tratamiento de las resonancias se basa en el método de subgrupos y permite una interacción completa de las resonancias de los isótopos.

HELIOS es un código de física de celdas que resuelve la ecuación de transporte de neutrones en dos dimensiones por el método de probabilidades de colisión y acoplamiento de corrientes. El código se utiliza para generar los parámetros nucleares de arreglos de combustible de geometría explícita en dos dimensiones y es posible modelar con él, cualquier tipo de combustible nuclear de interés práctico [23].

3.2.1.3 Descripción de la Biblioteca de Datos Nucleares.

La biblioteca de datos nucleares de HELIOS está basada en ENDF/B-VI y está disponible en 35, 90 y 190 grupos de energía para los neutrones. Están disponibles dos diferentes juegos de biblioteca, biblioteca de producción en la cual las secciones eficaces de absorción de ^{238}U han sido ajustadas (reducidas) y una biblioteca no ajustada. El quemado se lleva a cabo con 29 isótopos pesados y 114 productos de fisión [24].

La biblioteca utilizada por HELIOS, contiene un total de 217 materiales explícitos. Además de la biblioteca de 90 grupos de neutrones y 18 de gammas contienen 57 isótopos absorbentes quemables. Entre los materiales explícitos hay 115 productos de fisión, 31 isótopos con tablas de resonancia y 23 con auto blindaje constante incorporado a sus secciones eficaces. Hay 34 isótopos pesados, de los cuales 23 tienen su propio espectro de fisión [25]. 169 isótopos son representados por secciones eficaces totales incluyendo matrices de dispersión P_0 , 18 de los cuales tienen matrices de dispersión P_1 , P_2 y P_3 . Las secciones eficaces están dadas para temperaturas en el rango de 300 K a 1200 K para isótopos que normalmente están contenidos en el combustible. Otros isótopos están tabulados para temperaturas entre 300 K y 1200 K.

3.2.1.4 Post-procesador ZENITH.

El código ZENITH es el post-procesador del sistema de cálculo del código HELIOS, los elementos más importantes del lenguaje ZENITH son los operadores de entrada. Cada operador ejecuta una tarea bien definida, como leer un cierto tipo de dato de un archivo HEMES (el cual es un archivo en donde se guardan los principales parámetros nucleares y las secciones eficaces de los materiales), o imprimir datos identificadores de columna en el archivo de salida. Algunos operadores estructuras de datos en 5 dimensiones (arreglo), mientras que otros definen nombres simbólicos para archivos, grupos de datos, y salidas de mapas y listas.

El archivo de entrada pasa a través de un módulo pre-procesador antes que los operadores de entrada sean interpretados. El pre-procesador se utiliza para activar o desactivar parte del archivo de entrada de acuerdo con las instrucciones dadas. Este filtra el archivo de entrada dejando sólo las líneas de entrada requeridas para alguna aplicación en particular.

La interfase con el archivo HERMES que contiene los casos de HELIOS son tomados en cuenta por un operador dedicado para ello. Cada referencia a este operador recupera un tipo de dato del archivo, (están definidos cerca de 60 tipos de datos diferentes) y carga su valor en arreglos.

Se permite también muchas operaciones relacionadas con arreglos, incluyendo, aritmética con nivel de paréntesis sin restricción funciones construidas internamente, y otras operaciones como ordenamiento y permutación de dimensiones.

Los valores de los arreglos pueden ser impresos en el archivo de salida ya sea en columna en una dimensión seleccionada, o como mapas X-Y. Se cuenta con

varias opciones de formato y control del mapa, incluyendo características que permiten agrandar un área del mapa en particular.

Los arreglos pueden ser escritos en el archivo de salida HERMES, el cual tiene la estructura requerida por TABGEN para procesamiento posterior, se cuenta también con dos formas para la conversión de archivos binarios en el formato de HERMES y el formato TABGEN-ASCII.

La preparación del archivo de entrada puede simplificarse con el uso de parámetros y sets (archivo de datos geométricos y parámetros a ser calculados, para diferentes combustibles residentes en el núcleo a analizar). Los sets son llamados como subrutinas por los operadores de entrada que son almacenados en el archivo HERMES. Por la característica de administración de sets de AURORA, estos pueden contener parámetros fijos del combustible para añadir flexibilidad a su uso [26].

3.2.2 Paquete de Cómputo CMS (Core Management Software).

El paquete de cómputo CMS consta de los siguientes códigos: INTERPIN-3, CASMO-4, CMSLINK, SIMULATE-3, SIMULATE-3K, y CMSVIEW, en este trabajo sólo se utilizan los cuatro primeros.

INTERPIN-3 realiza el cálculo de la temperatura del combustible cuando el reactor opera en estado estacionario. Modela sólo una barra de combustible (la de mayor enriquecimiento) y el refrigerante que la rodea, calculando valores de temperatura del combustible que son datos de entrada para los códigos CASMO-4 y SIMULATE-3 [27].

CASMO-4 está diseñado para realizar cálculos del quemado de combustible en ensambles de combustible para reactores BWR y PWR. Los valores calculados alimentan al código CMSLINK, para generar bancos de parámetros nucleares que alimentan a SIMULATE-3 [28].

CMSLINK es un código que procesa los resultados realizados por CASMO-4 en formato binario, para generar bibliotecas de parámetros nucleares que son usados por SIMULATE-3 [29].

SIMULATE-3 es un código utilizado para realizar el análisis en estado estacionario de reactores BWR y PWR. Está basado sobre la teoría de difusión de neutrones y emplea representaciones polinomiales de cuarto orden para las distribuciones de flujos rápido y térmico [30].

El siguiente esquema muestra la interacción de los códigos de CMS.

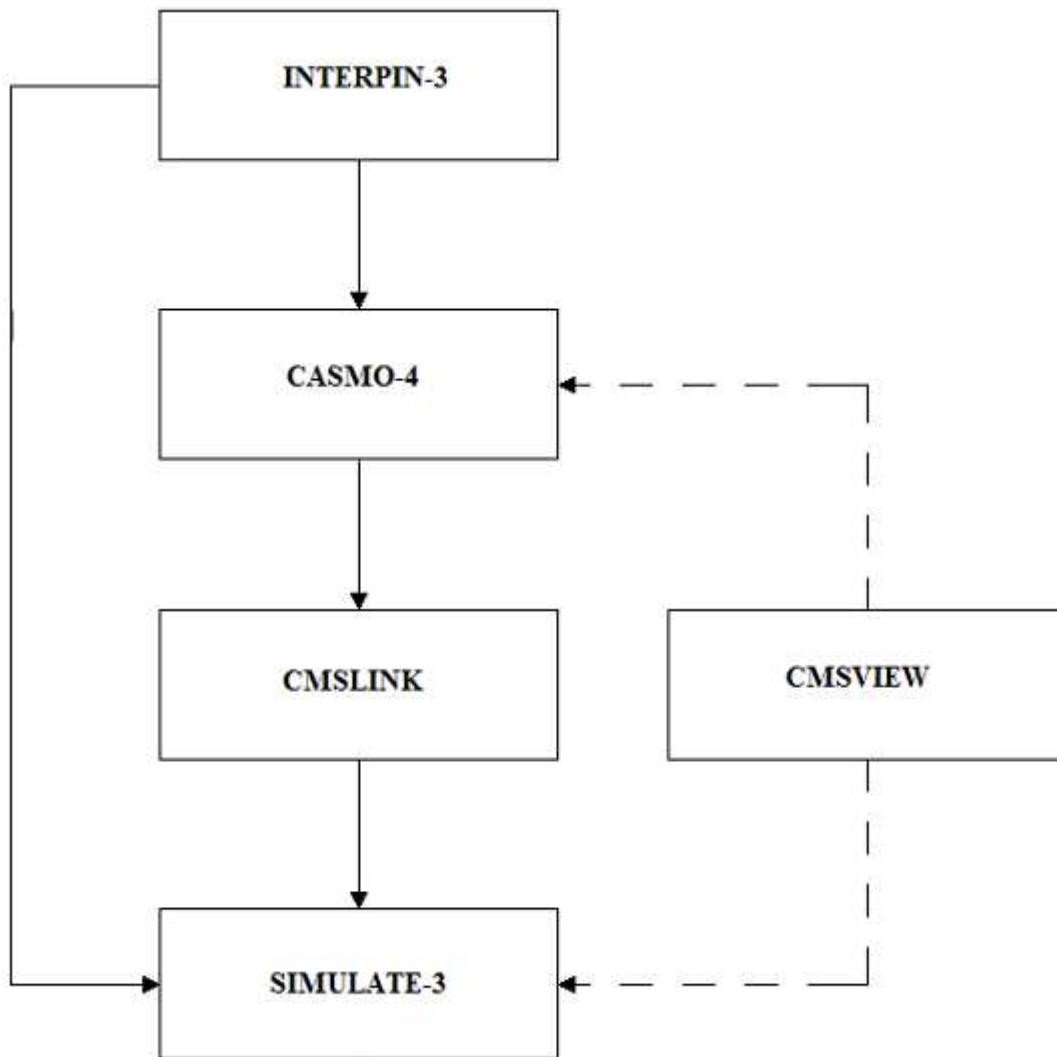


Figura 3.2 Diagrama de flujo de los códigos de CMS.

3.2.2.1 Código de Barras INTERPIN-3.

Modela una sola barra de combustible y el refrigerante que la rodea. El sistema es representado por nodos axiales discretos para permitir variaciones en la potencia y en la temperatura del refrigerante. Cada uno de los nodos axiales se analiza en coordenadas cilíndricas en la componente radial (1-D). La pastilla de combustible se modela como una malla con 10 puntos radiales, la razón de generación de calor volumétrica se modela como una función radialmente independiente.

El código INTERPIN-3 calcula datos de temperatura del combustible necesarios como datos de entrada para el código CASMO-4 y SIMULATE-3.

La expresión para calcular la temperatura es la siguiente:

$$T_{f\ ave} = \frac{\int_0^{E_{max}} T_f dE}{\int_0^{E_{max}} dE} \quad (3.1)$$

El límite superior es dos veces el valor del quemado promedio. El programa evalúa numéricamente la integral usando los datos para la temperatura del combustible calculados en cada paso de quemado especificado por el usuario.

3.2.2.2 Código de Celdas CASMO-4.

CASMO-4 es un código bidimensional, basado en la teoría de transporte de neutrones en multigrupos, para cálculos de quemado en ensambles de reactores BWR y PWR.

El código utiliza una geometría consistente de barras de combustible cilíndricas de composición variada en un arreglo cuadrado, con opción para barras de control que contengan: gadolinio, erbio; barras absorbedoras quemables; barras de

control del tipo cluster; canales de instrumentación en el núcleo; espaciamientos de agua y barras de control cruciforme en las regiones de separación del ensamble.

CASMO-4, incorpora el agotamiento directo de absorbedores quemables, tales como el gadolinio dentro de los cálculos principales y un modelo totalmente heterogéneo se utiliza para los cálculos de la ecuación de transporte bidimensional.

Algunas características de CASMO-4 se dan a continuación:

- La solución al transporte dimensional, se basa en el Método de las Características y puede llevarse a cabo en una serie de diferentes estructuras de grupo energético.
- Los datos nucleares para CASMO-4 se recopilan de una biblioteca que contiene secciones eficaces microscópicas en 70 grupos de energía. Cubriendo el rango de energía de neutrones de 0 a 10 MeV.

Esta biblioteca está basada en los datos principales del ENDF/B-4. Estas bibliotecas contienen secciones eficaces para 108 materiales, de los cuales la mayoría son nucleídos individuales.

La estructura de los grupos de la biblioteca cumple lo siguiente:

1. 14 grupos rápidos, suficientes para detallar la región de energía rápida para calcular las fugas.
2. 13 grupos de resonancia, proporcionan los niveles correctos de flujo en función de la energía, para el cálculo de absorción en las resonancias.
3. 43 grupos térmicos (debajo de 4 eV, que es el corte por un máximo de dispersión hacia arriba) hacen la sección térmica independiente de la ponderación del espectro usado para su generación.

El cálculo del quemado es realizado usando una aproximación correctorpredictor. Para cada paso de quemado, el quemado es calculado dos veces, la primera usando el espectro en el comienzo del quemado, y entonces después un nuevo cálculo del espectro, usando el espectro al final del paso. Un promedio del número de densidades de estos dos cálculos son entonces usados como valores fundamentales para el próximo paso de quemado.

3.2.2.3 Código de Núcleo SIMULATE-3.

Es un código nodal avanzado para dos grupos de energía utilizado para el análisis en estado estacionario de reactores BWR's y PWR's. El código está basado en el modelo neutrónico QPANDA, el cual emplea representaciones polinomiales de cuarto orden para las distribuciones intranodales de flujo rápido y térmico.

SIMULATE-3 está compuesto por los siguientes modelos:

- Un modelo tridimensional de física de neutrones.
- Un modelo termohidráulico.
- Un modelo de parámetros cinéticos, modelo neutrónico 1-D (unidimensional).
- Un modelo de apagado.

El modelo tridimensional de física de neutrones tiene la finalidad de: mejorar la exactitud de los modelos nodales 3-D de reactores, expandir las capacidades del modelo nodal para incluir distribuciones 3-D detalladas de la potencia de la varilla de combustible y eliminar la necesidad de que el usuario ajuste el modelo neutrónico.

El modelo tridimensional de SIMULATE-3 está compuesto a su vez por los siguientes modelos: modelo nodal de difusión para dos grupos de energía, modelo para la homogenización del ensamble, modelo para el reflector, modelo para

quemado y secciones eficaces, modelos para la reconstrucción de la potencia de la varilla de combustible.

Los cálculos termohidráulicos en SIMULATE-3 son divididos en secciones las cuales incluyen: cálculos de la temperatura de entrada y presión de salida del núcleo, modelo para la distribución del flujo y termohidráulica del ensamble.

SIMULATE-3 está diseñado para llevar a cabo todos los cálculos neutrónicos y termohidráulicos en condiciones de estado estacionario. Sin embargo, SIMULATE-3 puede proporcionar datos necesarios para análisis de transitorios, los cálculos para transitorios se llevan a cabo con un modelo puntual ó 1-D del núcleo, pero es importante que los datos de estos modelos contengan las características del modelo nodal tridimensional, por lo tanto, SIMULATE-3 colapsa los datos para ambos modelos.

El objetivo del modelo de apagado es tomar en cuenta los efectos de la reactividad resultante de los nucleídos que experimentan decaimiento radiactivo después del apagado del reactor.

3.3 Validación de HELIOS 1.4 y CASMO-4 para el Análisis de Actínidos.

En el capítulo anterior se mostró y describió una metodología para realizar simulación de cálculos de quemado e inventario de actínidos con la herramienta de cómputo ORIGEN-S, mostrando que es una herramienta útil y confiable, y fue utilizado para verificar que las herramientas de cómputo HELIOS 1.4 y CASMO-4 son confiables para realizar el análisis de quemado de AM en el combustible nuclear, comparado los inventarios de AM calculados con ORIGEN-S vs HELIOS 1.4 y CASMO-4. Como referencia se usó un combustible GE12 estándar con 3.70% de enriquecimiento de ^{235}U y un quemado de 65 GWd/TM a su descarga. Los resultados son mostrados en la Tabla 3.1.

El error relativo (ER) para todos los casos, fue calculado de la siguiente forma:

$$\text{Para el caso de HELIOS 1.4: } ER (\%) = \frac{ORIGEN-HELIOS}{ORIGEN} * 100 \quad (3.2)$$

$$\text{Para el caso de CASMO-4: } ER (\%) = \frac{ORIGEN-CASMO}{ORIGEN} * 100 \quad (3.3)$$

**Tabla 3.1 Comparación de los inventarios de AM
ORIGEN-S vs HELIOS 1.4 y CASMO-4.**

Quemado (GWd/TM)	²³⁷ Np (atm/b-cm)				
	ORIGEN-S	HELIOS 1.4	ER (%)	CASMO-4	ER (%)
0.5	2.074E-08	2.074E-08	0.000	2.185E-08	5.352
1	4.147E-08	4.147E-08	0.000	4.214E-08	1.616
2	1.244E-07	1.244E-07	0.000	1.321E-07	6.190
3	2.074E-07	2.074E-07	0.000	2.163E-07	4.291
4	3.111E-07	3.111E-07	0.000	3.218E-07	3.439
5	4.147E-07	4.147E-07	0.000	4.21E-007	1.423
6	5.625E-07	5.392E-07	4.142	5.745E-07	2.133
7	6.869E-07	6.636E-07	3.392	6.904E-07	0.510
8	8.320E-07	8.087E-07	2.800	8.431E-07	1.334
9	9.565E-07	9.332E-07	2.436	9.658E-07	0.972
10	1.102E-06	1.078E-06	2.178	1.186E-06	7.623
12	1.436E-06	1.413E-06	1.602	1.471E-06	2.437
15	1.910E-06	1.887E-06	1.204	2.013E-06	5.393
20	2.779E-06	2.779E-06	0.000	2.587E-06	6.909
25	3.774E-06	3.774E-06	0.000	3.902E-06	3.392
30	4.811E-06	4.811E-06	0.000	4.894E-06	1.725
35	5.869E-06	5.869E-06	0.000	5.942E-06	1.244
40	6.926E-06	6.926E-06	0.000	6.917E-06	0.130
45	7.942E-06	7.942E-06	0.000	7.985E-06	0.541
50	8.896E-06	8.896E-06	0.000	8.981E-06	0.955
55	9.767E-06	9.767E-06	0.000	9.804E-06	0.379
60	1.051E-05	1.051E-05	0.000	1.012E-05	3.711
65	1.112E-05	1.112E-05	0.000	1.158E-05	4.137
	²³⁹ Np (atm/b-cm)				
0.5	2.703E-09	2.563E-09	5.179	2.784E-09	-2.997
1	5.476E-09	5.126E-09	6.392	5.504E-09	-0.511
2	1.748E-08	1.538E-08	12.014	1.804E-08	-3.204
3	2.680E-08	2.563E-08	4.366	2.705E-08	-0.933
4	3.961E-08	3.845E-08	2.929	4.012E-08	-1.288
5	5.359E-08	5.126E-08	4.348	5.411E-08	-0.970

Continuación Tabla 3.1.

Quemado (GWd/TM)	²³⁹ Np (atm/b-cm)				
	ORIGEN-S	HELIOS 1.4	ER (%)	CASMO-4	ER (%)
6	6.757E-08	6.664E-08	1.376	6.832E-08	-1.110
7	8.155E-08	8.202E-08	-0.576	8.205E-08	-0.613
8	1.002E-07	9.996E-08	0.240	1.034E-07	-3.194
9	1.165E-07	1.153E-07	1.030	1.184E-07	-1.631
10	1.328E-07	1.333E-07	-0.377	1.347E-07	-1.431
12	1.724E-07	1.717E-07	0.406	1.781E-07	-3.306
15	2.330E-07	2.332E-07	-0.086	2.394E-07	-2.747
20	3.658E-07	3.434E-07	6.124	3.731E-07	-1.996
25	4.893E-07	4.665E-07	4.660	4.916E-07	-0.470
30	6.175E-07	5.946E-07	3.709	6.243E-07	-1.101
35	7.479E-07	7.253E-07	3.022	7.508E-07	-0.388
40	8.784E-07	8.560E-07	2.550	8.908E-07	-1.412
45	1.004E-06	9.816E-07	2.231	9.51E-007	5.329
50	1.123E-06	1.100E-06	2.048	1.070E-06	4.720
55	1.230E-06	1.207E-06	1.870	1.220E-06	0.813
60	1.323E-06	1.299E-06	1.814	1.301E-06	1.663
65	1.398E-06	1.374E-06	1.717	1.397E-06	0.072
²⁴¹Am (atm/b-cm)					
15	1.515E-07	1.398E-07	7.723	1.420E-07	6.279
20	4.078E-07	3.961E-07	2.869	3.904E-07	4.265
25	7.340E-07	7.223E-07	1.594	7.213E-07	1.730
30	1.107E-06	1.095E-06	1.084	1.098E-06	0.838
35	1.573E-06	1.561E-06	0.763	1.553E-06	1.271
40	2.132E-06	2.120E-06	0.563	2.115E-06	0.797
45	2.784E-06	2.773E-06	0.395	2.768E-06	0.575
50	3.274E-06	3.262E-06	0.367	3.257E-06	0.519
55	3.553E-06	3.542E-06	0.310	3.521E-06	0.901
60	3.740E-06	3.728E-06	0.321	3.714E-06	0.695
65	3.390E-06	3.379E-06	0.324	3.365E-06	0.737
^{242m}Am (atm/b-cm)					
15	2.330E-08	2.330E-08	0.000	2.220E-08	4.721
20	4.660E-08	4.660E-08	0.000	4.540E-08	2.575
25	9.320E-08	9.320E-08	0.000	9.150E-08	1.824
30	1.864E-07	1.864E-07	0.000	1.828E-07	1.931
35	2.796E-07	2.796E-07	0.000	2.693E-07	3.684
40	3.728E-07	3.728E-07	0.000	3.657E-07	1.905
45	5.126E-07	5.126E-07	0.000	5.023E-07	2.009
50	6.990E-07	6.990E-07	0.000	6.725E-07	3.791
55	1.305E-06	1.305E-06	0.000	1.241E-06	4.904
60	1.631E-06	1.631E-06	0.000	1.601E-06	1.839
65	2.330E-06	2.330E-06	0.000	2.257E-06	3.133

Continuación Tabla 3.1.

Quemado (GWd/TM)	²⁴² Cm (atm/b-cm)				
	ORIGEN-S	HELIOS 1.4	ER (%)	CASMO-4	ER (%)
30	1.491E-07	1.631E-07	-9.390	1.625E-07	-8.987
35	2.190E-07	2.330E-07	-6.393	2.264E-07	-3.379
40	3.122E-07	3.262E-07	-4.484	3.230E-07	-3.459
45	3.821E-07	3.961E-07	-3.664	3.893E-07	-1.884
50	4.520E-07	4.660E-07	-3.097	4.816E-07	-6.549
55	5.219E-07	5.359E-07	-2.683	5.284E-07	-1.245
60	5.685E-07	5.825E-07	-2.463	5.885E-07	-3.518
65	6.151E-07	6.291E-07	-2.276	6.204E-07	-0.862
²⁴³Cm (atm/b-cm)					
30	1.258E-07	1.398E-07	-11.129	1.307E-07	-3.895
35	2.423E-07	2.563E-07	-5.778	2.491E-07	-2.806
40	4.054E-07	4.194E-07	-3.453	4.098E-07	-1.085
45	5.685E-07	5.825E-07	-2.463	5.734E-07	-0.862
50	9.180E-07	9.320E-07	-1.525	9.280E-07	-1.089
55	1.151E-06	1.165E-06	-1.216	1.160E-06	-0.782
60	1.850E-06	1.864E-06	-0.757	1.846E-06	0.216
65	2.782E-06	2.796E-06	-0.503	2.792E-06	-0.359
²⁴⁴Cm (atm/b-cm)					
30	1.258E-07	1.398E-07	11.129	1.284E-07	2.067
35	2.889E-07	3.029E-07	4.846	2.914E-07	0.865
40	5.219E-07	5.359E-07	2.683	5.268E-07	0.939
45	9.180E-07	9.320E-07	1.525	9.254E-07	0.806
50	1.477E-06	1.491E-06	0.948	1.531E-06	3.656
55	2.223E-06	2.237E-06	0.630	2.232E-06	0.405
60	3.225E-06	3.239E-06	0.434	3.325E-06	3.101
65	4.436E-06	4.450E-06	0.316	4.441E-06	0.113

De la Tabla 3.1 se puede ver que el error relativo es mayor en los primeros pasos de quemado que hacia el final del quemado del combustible, es decir a la descarga. Para el caso de HELIOS 1.4 la mayor diferencia del error relativo es de -2.276% en el ²⁴²Cm y para el caso de CASMO-4 es de 4.137% en el ²³⁷Np. Por lo tanto, HELIOS 1.4 y CASMO-4 puede ser considerado para nuestro análisis, ya que el error relativo es del orden de los mostrados en la referencia.

Capítulo 4

Diseño de Celdas de Combustible, Alternativas para el Quemado de Actínidos

4.1 Introducción.

En este capítulo se describen los diferentes tipos de celdas de combustible, para realizar el análisis del quemado de AM a nivel celda, primero se establece una referencia de combustible de uranio, después se modela un combustible conteniendo plutonio para calcular también la producción de actínidos en combustible del tipo MOX. Se propone también un diseño de barra de combustible conteniendo 6% de actínidos en una matriz de uranio proveniente de las colas de enriquecimiento, entonces se sustituyen 4 barras de combustible de uranio estándar por 4 barras de actínidos para evaluar la producción y transmutación de los mismos, el mismo procedimiento se realizó en el combustible tipo MOX y al final se evalúa la reducción de los actínidos en el combustible. Todos los cálculos fueron realizados con HELIOS 1.4 y CASMO-4.

4.2 Inventario de Combustible Nuclear.

Actualmente México cuenta con una planta de energía nuclear (CNLV), la cual opera con dos reactores de potencia (Unidad 1 y Unidad 2), y cada uno de ellos tiene su propia ACNG. Las ACNG tienen el inconveniente de tener una capacidad limitada para contener el CNG, en el año de 1991, la capacidad original de las ACNG para cada unidad de la CNLV, era de 1242 espacios, a través de una modificación del diseño original, se incrementó la capacidad de almacenamiento de CNG a 3177 espacios [32].

A inicios del ciclo 15 la ACNG de la CNLV-U1 tiene 2036 combustibles en la planta (1592 en la alberca de combustible gastado y 444 cargados en el núcleo del reactor) [32, 33, 34]. En la Tabla 4.1 se muestra el inventario de CNG con su correspondiente quemado máximo a la descarga, que se encuentran la ACNG de la CNLV-U1 a principios del ciclo 15 sin tomar en cuenta los combustibles de enriquecimiento natural que se usaron en el ciclo 1.

Tabla 4.1 Tipos de CNG en la ACNG de la CNLV-U1.

Combustible	Enriquecimiento de ^{235}U (%)	Numero de combustibles	Quemado máximo a la descarga (MWd/TM)	Masa de HM* (kg)
8x8	1.76	96	24955	182.5
8x8	2.19	280	32311	182.5
GE9	2.80	88	37191	179.86
GE9	3.03	56	39121	179.86
GE9	3.22	96	39441	179.86
GE9	3.24	76	40617	179.86
GE9	3.46	104	41399	179.86
GE9	3.52	228	43767	179.86
GE12	3.69	49	45290	181
GE12	3.70	336	48391	181
GE12	3.72	124	47377	181
GE12	3.86	36	38583	181

*HM: metal pesado de sus siglas en ingles Heavy Metal

4.3 Combustible de Uranio.

Para establecer una referencia de cálculo con la cual comparar los diseños de combustibles, se seleccionó el combustible con mayor número de ensambles en la ACNG de la CNLV-U1 (ver Tabla 4.2).

Tabla 4.2 Combustible GE12 con 336 ensambles en la ACNG.

Tipo de Combustible	Enriquecimiento %	Barras de Gd_2O_3
GE12 10X10	3.70	5 al 5% y 9 al 4%

La Tabla 4.2 muestra las características del combustible con mayor presencia en la ACNG de la CNLV-U1, el enriquecimiento mostrado corresponde al enriquecimiento promedio de todo el ensamble combustible. La Tabla 4.3 muestra la distribución axial de enriquecimientos y el tipo de celda utilizada para modelar el ensamble de combustible, así como la nodalización y las longitudes correspondientes a cada tipo de celda. Se aprecia que cada nodo corresponde a 6 pulgadas de longitud axial, sumando un total de 150 pulgadas de longitud activa para el combustible. La nodalización comienza desde el fondo del núcleo correspondiendo al nodo 1 la parte más baja y el nodo 25 a la parte más alta del mismo [35].

Tabla 4.3 Mapa de distribución de enriquecimientos.

	Nodo	UO₂	Enriquec.	Longitud
	#	Celda	%	Pulgadas
Reflector	25	Tipo 6	0.71	6
Reflector	24	Tipo 5	0.71	6
	23	Tipo 4	4.00	36
	22	Tipo 4	4.00	
	21	Tipo 4	4.00	
	20	Tipo 4	4.00	
	19	Tipo 4	4.00	
	18	Tipo 4	4.00	
	17	Tipo 3	4.00	12
	16	Tipo 3	4.00	
	15	Tipo 2	4.11	84
	14	Tipo 2	4.11	
	13	Tipo 2	4.11	
	12	Tipo 2	4.11	
	11	Tipo 2	4.11	
	10	Tipo 2	4.11	
	9	Tipo 2	4.11	
	8	Tipo 2	4.11	
	7	Tipo 2	4.11	
	6	Tipo 2	4.11	
	5	Tipo 2	4.11	
	4	Tipo 2	4.11	
	3	Tipo 2	4.11	
	2	Tipo 2	4.11	
Reflector	1	Tipo 1	0.71	6

4.3.1 Celdas Axiales de Combustible de Uranio.

Estas celdas muestran en un arreglo 10X10 las posiciones de las barras de combustible en el ensamble y las distribuciones de enriquecimiento del uranio y sus promedios por filas y por columna, así como las posiciones ocupadas por las barras de agua. El combustible seleccionado está constituido por 6 celdas con diferentes enriquecimientos promedio en la longitud axial del ensamble. En la Figura 4.1 se muestra la celda correspondiente al nodo 1, que está constituido en su totalidad de uranio natural.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Figura 4.1 Celda de combustible tipo 1.

Esta celda ocupa una longitud axial de 6 pulgadas y representa la parte más baja del ensamble combustible. La Figura 4.2 muestra la celda de tipo 2 con todas la distribución de enriquecimientos radiales en el ensamble, en esta celda se aprecian las diferentes posiciones de las barras de gadolinio, con 5 barras al 5% de Gd_2O_3 y 9 barras al 4% de Gd_2O_3 (esta región ocupa 84 pulgadas).

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80	4.40	3.95	4.90	3.95	3.95	4.90	3.95	4.40	2.80
3.60	3.95	4.4g5	3.95	4.4g5	4.90	4.40	4.4g4	3.95	3.95
4.40	4.90	3.95	4.4g4	4.90	W	W	4.40	4.90	4.40
4.40	3.95	4.4g5	4.90	4.40	W	W	4.4g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W	4.40	4.40	4.40	4.4g4	4.40
3.95	4.90	4.40	W	W	4.40	4.40	4.4g4	4.90	4.40
3.60	3.95	4.4g4	4.40	4.4g5	4.40	4.4g4	4.40	3.95g4	3.95
2.80	4.40	3.95	4.90	4.40	4.4g4	4.90	3.95g4	4.40	3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Figura 4.2 Celda de combustible tipo 2.

Figura 4.3 muestra la celda tipo 3 con sus respectivos enriquecimientos, en particular esta celda muestra 14 posiciones sin uranio, estas celdas ocupan una longitud axial de 12 pulgadas.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80		3.95		3.95	3.95		3.95		2.80
3.60	3.95	4.4g5	3.95	4.4g5	4.90	4.40	4.4g4	3.95	3.95
4.40		3.95	4.4g4	4.90	W	W	4.40		4.40
4.40	3.95	4.4g5	4.90		W	W	4.4g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W		4.40	4.40	4.4g4	4.40
3.95		4.40	W	W	4.40	4.40	4.4g4		4.40
3.60	3.95	4.4g4	4.40	4.40	4.40	4.4g4	4.40	3.95g4	3.95
2.80		3.95		4.40	4.4g4		3.95g4		3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Figura 4.3 Celda de combustible tipo 3.

La celda de tipo 4 mostrada en la Figura 4.4 tiene características similares a la del tipo 3, en particular esta celda muestra 14 posiciones vacías, estas posiciones

indican el lugar donde se encuentran las barras cortas, esta celda ocupa una longitud axial de 36 pulgadas.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80		3.95		3.95	3.95		3.95		2.80
3.60	3.95	4.4g5	3.95	4.4g5	4.90	4.40	4.4g4	3.95	3.95
4.40		3.95	4.4g4	4.90	W	W	4.40		4.40
4.40	3.95	4.4g5	4.90		W	W	4.4g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W		4.40	4.40	4.4g4	4.40
3.95		4.40	W	W	4.40	4.40	4.4g4		4.40
3.60	3.95	4.4g4	4.40	4.4g5	4.40	4.4g4	4.40	3.95g4	3.95
2.80		3.95		4.40	4.4g4		3.95g4		3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Figura 4.4 Celda de combustible tipo 4.

La Figura 4.5 muestra la celda del tipo 5 que muestra la distribución de uranio natural y las posiciones de las barras cortas en el ensamble, esta celda ocupa una longitud axial de 6 pulgadas.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71	0.71	0.71	W	W	0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71		W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W		0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71	W	W	0.71	0.71	0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Figura 4.5 Celda de combustible tipo 5.

La celda de tipo 6 mostrada en la Figura 4.6 que corresponde al último nodo (25) del ensamble en su parte superior, esta celda muestra además 14 posiciones sin uranio, aparte de las posiciones de las barras cortas, tiene una longitud axial de 6 pulgadas.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71		0.71		0.71	0.71		0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	W	W	0.71		0.71
0.71	0.71		0.71		W	W		0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W		0.71	0.71		0.71
0.71		0.71	W	W	0.71	0.71			0.71
0.71	0.71		0.71		0.71		0.71		0.71
0.71		0.71		0.71					0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Figura 4.6 Celda de combustible tipo 6.

4.3.2 Resultados de Celdas Axiales del Combustible de Uranio.

Las Tablas 4.4, 4.5, 4.6, 4.7, 4.8 y 4.9 muestra los resultados obtenidos de k_{∞} a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta los 65 GWd/TM, de cada una de los distintos tipos de celdas de combustibles de UO_2 (6 tipos de celdas), los cuales fueron calculados con HELIOS 1.4 y CASMO-4, y comparados con el correspondiente FBDR (de sus siglas en inglés Fuel Bundle Design Report) [36] del ensamble combustible.

Además la correspondiente diferencia en pcm (partes por cien mil) la cual para el caso de cálculos de celdas debe ser menor a 500 pcm respecto a la referencia para que sea considerado como un buen cálculo, y es estimado de la siguiente manera:

$$\text{Para el caso de HELIOS 1.4: } pcm = |k_{FBDR} - k_{HELIOS}| * 100000 \quad (4.1)$$

$$\text{Para el caso de CASMO-4: } pcm = |k_{FBDR} - k_{CASMO}| * 100000 \quad (4.2)$$

Tabla 4.4 Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 1 de UO_2 .

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	FBDR	HELIOS 1.4		CASMO-4		
0	0.86970	0.86553	417	0.86636	334	
0.5	0.86175	0.86092	83	0.86109	66	
1	0.88160	0.87800	360	0.87872	288	
2	0.89568	0.89129	439	0.89217	351	
3	0.89773	0.89339	434	0.89426	347	
4	0.89453	0.89021	432	0.89107	346	
5	0.88900	0.88476	424	0.88561	339	
6	0.88247	0.87805	442	0.87893	354	
7	0.87555	0.87197	358	0.87269	286	
8	0.86853	0.86484	369	0.86558	295	
9	0.86163	0.85787	376	0.85862	301	
10	0.85495	0.85052	443	0.85141	354	
12	0.84255	0.83858	397	0.83937	318	
15	0.82646	0.82241	405	0.82322	324	
20	0.80588	0.80227	361	0.80299	289	
25	0.79087	0.78759	328	0.78825	262	
30	0.77884	0.77561	323	0.77626	258	
35	0.76897	0.76506	391	0.76584	313	
40	0.76051	0.75706	345	0.75775	276	
45	0.75298	0.74907	391	0.74985	313	
50	0.74606	0.74282	324	0.74347	259	
55	0.73967	0.73608	359	0.73680	287	
60	0.73370	0.72978	392	0.73056	314	
65	0.72802	0.72381	421	0.72465	337	
		Promedio	376	Promedio	300	
		Máxima	443	Máxima	354	

Tabla 4.5 Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 2 de UO_2 .

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	FBDR	HELIOS 1.4		CASMO-4		
0	1.09359	1.09257	102	1.09317	42	
0.5	1.07007	1.06597	410	1.06658	349	
1	1.07308	1.07089	219	1.06992	316	
2	1.08256	1.08142	114	1.07955	301	
3	1.09265	1.08865	400	1.09020	245	

Continuación Tabla 4.5.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	FBDR	HELIOS 1.4		CASMO-4		
4	1.10330	1.09888	442	1.10168	162	
5	1.11492	1.11048	444	1.11442	50	
6	1.12779	1.12389	390	1.12877	98	
7	1.14210	1.13806	404	1.14480	270	
8	1.15771	1.15376	395	1.16184	413	
9	1.17385	1.16942	443	1.17827	442	
10	1.18903	1.18461	442	1.19236	333	
12	1.20841	1.20469	372	1.20649	192	
15	1.20072	1.19714	358	1.19698	374	
20	1.15148	1.14793	355	1.14686	462	
25	1.10001	1.10000	1	1.09624	377	
30	1.04898	1.04541	357	1.04763	135	
35	0.99870	0.99471	399	0.99911	41	
40	0.94967	0.94582	385	0.95118	151	
45	0.90273	0.90004	269	0.90477	204	
50	0.85897	0.85484	413	0.86114	217	
55	0.81988	0.81632	356	0.82169	181	
60	0.78686	0.78346	340	0.78766	80	
65	0.75989	0.75689	300	0.75975	14	
		Promedio	338	Promedio	227	
		Máxima	444	Máxima	462	

Tabla 4.6 Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 3 de UO_2 .

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	FBDR	HELIOS 1.4		CASMO-4		
0	1.03073	1.02802	271	1.02799	274	
0.5	1.00964	1.00795	169	1.00546	418	
1	1.01430	1.01157	273	1.01083	347	
2	1.02763	1.02420	343	1.02502	261	
3	1.04221	1.04604	383	1.04086	135	
4	1.05817	1.05913	96	1.05842	25	
5	1.07601	1.07408	193	1.07828	227	
6	1.09618	1.09296	322	1.10086	468	
7	1.11880	1.11444	436	1.11511	369	
8	1.14312	1.13877	435	1.13856	456	
9	1.16707	1.16384	323	1.16321	386	
10	1.18785	1.18501	284	1.19260	475	
12	1.20920	1.20519	401	1.20540	380	
15	1.19285	1.19731	446	1.19352	67	
20	1.13764	1.14209	445	1.13380	384	
25	1.08092	1.08542	450	1.07904	188	

Continuación Tabla 4.6.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	FBDR	HELIOS 1.4		CASMO-4		
30	1.02377	1.02772	395	1.02528	151	
35	0.96664	0.96921	257	0.97080	416	
40	0.91052	0.91500	448	0.91455	403	
45	0.85705	0.86138	433	0.86014	309	
50	0.80829	0.81278	449	0.81171	342	
55	0.76659	0.77066	407	0.76951	292	
60	0.73393	0.73801	408	0.73716	323	
65	0.70932	0.71375	443	0.71306	374	
		Promedio	355	Promedio	311	
		Máxima	450	Máxima	475	

Tabla 4.7 Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 4 de UO_2 .

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	FBDR	HELIOS 1.4		CASMO-4		
0	1.03619	1.03177	442	1.03785	166	
0.5	1.01433	1.01485	52	1.01439	6	
1	1.01888	1.02225	337	1.01965	77	
2	1.03229	1.03571	342	1.03395	166	
3	1.04720	1.05056	336	1.05018	298	
4	1.06375	1.06388	13	1.06847	472	
5	1.08250	1.07931	319	1.07859	391	
6	1.10392	1.09992	400	1.10113	279	
7	1.12810	1.12761	49	1.12675	135	
8	1.15406	1.15021	385	1.15390	16	
9	1.17933	1.17642	291	1.17976	43	
10	1.20077	1.19723	354	1.20142	65	
12	1.22157	1.21798	359	1.22135	22	
15	1.20323	1.20503	180	1.20315	8	
20	1.14697	1.15002	305	1.14382	315	
25	1.08912	1.09359	447	1.08858	54	
30	1.03055	1.03373	318	1.03175	120	
35	0.97170	0.97597	427	0.97370	200	
40	0.91367	0.91724	357	0.91556	189	
45	0.85824	0.86219	395	0.85936	112	
50	0.80776	0.81124	348	0.80782	6	
55	0.76491	0.76879	388	0.76372	119	
60	0.73190	0.73558	368	0.72888	302	
65	0.70749	0.71099	350	0.70340	409	
		Promedio	315	Promedio	165	
		Máxima	447	Máxima	472	

Tabla 4.8 Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 5 de UO_2 .

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	FBDR	HELIOS 1.4		CASMO-4		
0	0.84494	0.84718	224	0.84686	192	
0.5	0.83601	0.83912	311	0.83868	267	
1	0.85505	0.85744	239	0.85710	205	
2	0.86883	0.86977	94	0.86964	81	
3	0.87038	0.86989	49	0.86996	42	
4	0.86630	0.86493	137	0.86513	117	
5	0.85969	0.85766	203	0.85795	174	
6	0.85197	0.84935	262	0.84972	225	
7	0.84384	0.84072	312	0.84117	267	
8	0.83571	0.83208	363	0.83260	311	
9	0.82779	0.82369	410	0.82428	351	
10	0.82021	0.81573	448	0.81637	384	
12	0.80641	0.80309	332	0.80356	285	
15	0.78911	0.78502	409	0.78560	351	
20	0.76814	0.76495	319	0.76541	273	
25	0.75369	0.75009	360	0.75060	309	
30	0.74247	0.73990	257	0.74027	220	
35	0.73341	0.72960	381	0.73014	327	
40	0.72558	0.72221	337	0.72269	289	
45	0.71852	0.71468	384	0.71523	329	
50	0.71199	0.70874	325	0.70920	279	
55	0.70589	0.70227	362	0.70279	310	
60	0.70015	0.69713	302	0.69756	259	
65	0.69469	0.69032	437	0.69094	375	
		Promedio	302	Promedio	259	
		Máxima	448	Máxima	384	

Tabla 4.9 Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible tipo 6 de UO_2 .

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia pcm	k_{∞}		Diferencia pcm
	FBDR	HELIOS 1.4		CASMO-4		
0	0.79804	0.79355	449	0.79419	385	
0.5	0.78921	0.78626	295	0.78668	253	
1	0.80751	0.81073	322	0.81027	276	
2	0.82154	0.82526	372	0.82473	319	
3	0.82315	0.82753	438	0.82690	375	
4	0.81879	0.82240	361	0.82188	309	
5	0.81166	0.81477	311	0.81433	267	
6	0.80328	0.80706	378	0.80652	324	
7	0.79445	0.79800	355	0.79749	304	
8	0.78563	0.78806	243	0.78771	208	
9	0.77710	0.77848	138	0.77828	118	

Continuación Tabla 4.9.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia pcm	k_{∞}		Diferencia pcm
	FBDR	HELIOS 1.4		CASMO-4		
10	0.76900	0.76946	46	0.76939	39	
12	0.75452	0.75336	116	0.75353	99	
15	0.73696	0.73430	266	0.73468	228	
20	0.71685	0.71270	415	0.71329	356	
25	0.70380	0.69971	409	0.70029	351	
30	0.69395	0.68992	403	0.69050	345	
35	0.68602	0.68226	376	0.68280	322	
40	0.67905	0.67471	434	0.67533	372	
45	0.67267	0.66881	386	0.66936	331	
50	0.66669	0.66333	336	0.66381	288	
55	0.66102	0.65823	279	0.65863	239	
60	0.65568	0.65342	226	0.65374	194	
65	0.65059	0.64885	174	0.64910	149	
		Promedio	314	Promedio	269	
		Máxima	449	Máxima	385	

La Figura 4.7 muestran el comportamiento de k_{∞} del FBDR y los calculados con HELIOS 1.4 y CASMO-4 a distintos pasos de quemado, desde 0 GWd/TM hasta 65 GWd/TM, correspondiente a la celda combustible tipo 1 de UO₂.

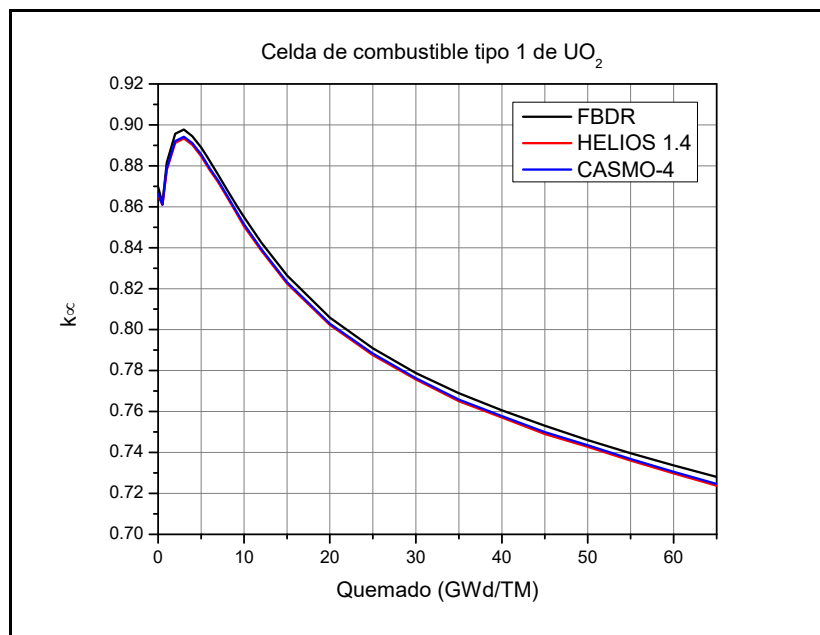


Figura 4.7 Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 1 de UO₂.

Para la calda de combustible tipo 1 de UO_2 se obtuvo una diferencia promedio de 376 pcm y máxima de 443 pcm para el caso de HELIOS 1.4 comparado con el FBDR, y para el caso de CASMO-4 comparado con el FBDR se obtuvo una diferencia promedio de 300 pcm y máxima de 354 pcm.

EL comportamiento de k_∞ para la celda de combustible tipo 2 de UO_2 con pasos de quemado desde 0 GWd/TM hasta los 65 GWd/TM, obtenidos con HELIOS 1.4 y CASMO-4 contra el FBDR es mostrado en la Figura 4.8. Además para el caso de HELIOS 1.4 contra FBDR la diferencia promedio y máxima es de 338 pcm y 444 pcm correspondientemente y en el caso de CASMO-4 comparado con el FBDR la diferencia promedio es de 227 pcm y máxima de 462 pcm.

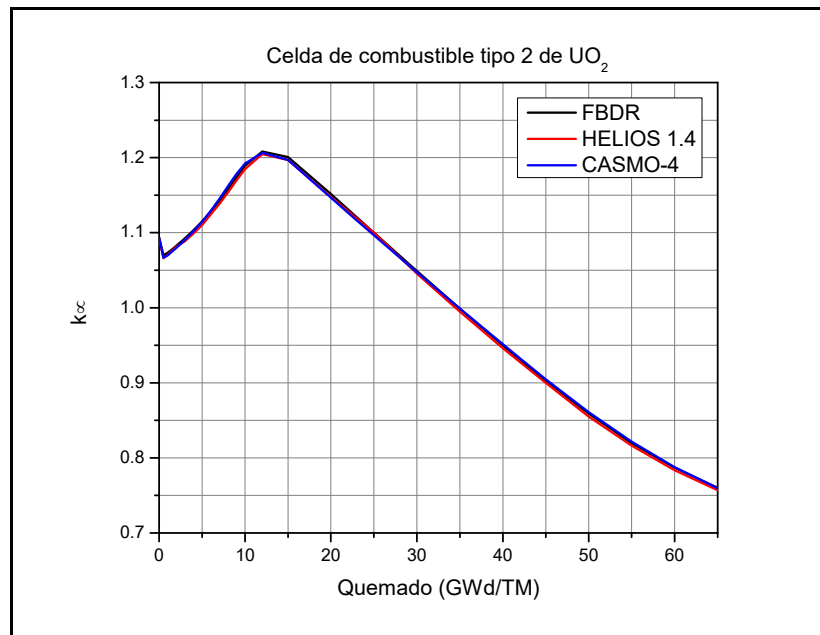


Figura 4.8 Resultados de k_∞ para la celda de combustible tipo 2 de UO_2 .

La Figura 4.9 muestra el comportamiento de k_∞ de la celda combustible tipo 3 de UO_2 del FBDR y los calculados con HELIOS 1.4 y CASMO-4 respecto a distintos pasos de quemado, desde 0 GWd/TM hasta 65 GWd/TM, la diferencia promedio es de 355 pcm y máxima de 450 pcm para el caso de HELIOS 1.4 respecto al FBDR, y para el caso de CASMO-4 comparado con el FBDR se obtuvo una diferencia promedio de 311 pcm y máxima de 475 pcm.

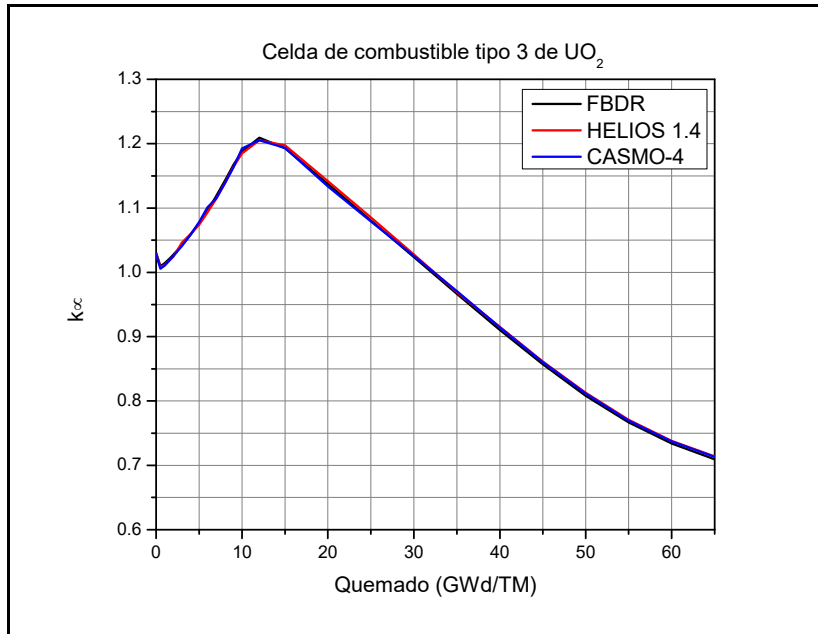


Figura 4.9 Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 3 de UO₂.

Los resultados obtenidos del comportamiento de k_{∞} con HELIOS 1.4 y CASMO-4 con un quemado de 0GWd/TM hasta los 65 GWd/TM para la celda de combustible tipo 4 de UO₂ y comparados con el FBDR son mostrados en la Figura 4.10.

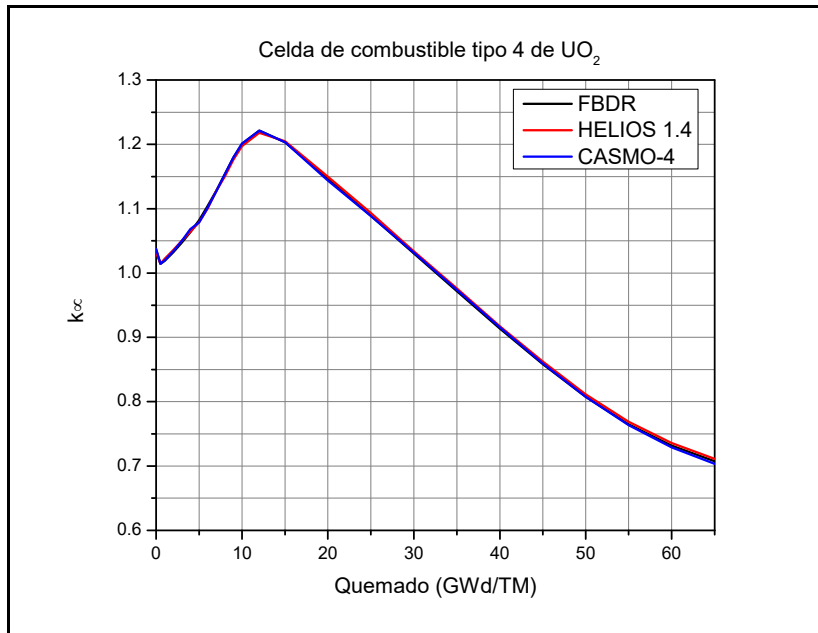


Figura 4.10 Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 4 de UO₂.

En la celda de combustible tipo 4 de UO_2 la diferencia promedio y máxima calculada para los casos de HELIOS 1.4 respecto al FBDR es de 315 pcm y 447 pcm respectivamente, y para CASMO-4 se obtuvo una diferencia promedio y máxima de 165 pcm y 472 pcm correspondientemente respecto al FBDR.

EL comportamiento de k_{∞} para la celda de combustible tipo 5 de UO_2 con pasos de quemado desde 0 GWd/TM hasta los 65 GWd/TM, obtenidos con HELIOS 1.4 y CASMO-4 respecto al FBDR es mostrado en la Figura 4.11. Además para el caso de HELIOS 1.4 la diferencia promedio y máxima es de 338 pcm y 444 pcm correspondientemente respecto FBDR y en el caso de CASMO-4 comparado con el FBDR la diferencia promedio es de 227 pcm y máxima de 462 pcm.

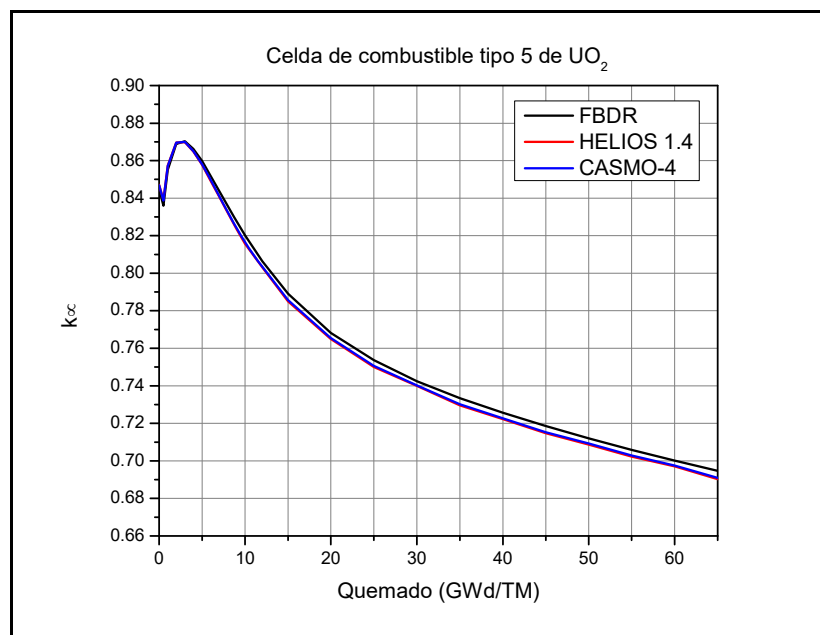


Figura 4.11 Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 5 de UO_2 .

La Figura 4.12 muestra el comportamiento de k_{∞} del FBDR y los calculados con HELIOS 1.4 y CASMO-4 a distintos pasos de quemado, desde 0 GWd/TM hasta 65 GWd/TM, correspondiente a la celda combustible tipo 6 de UO_2 , obteniendo una diferencia promedio de 376 pcm y máxima de 443 pcm para el caso de HELIOS 1.4 comparado con el FBDR, y para el caso de CASMO-4 comparado con el FBDR se obtuvo una diferencia promedio de 300 pcm y máxima de 354 pcm.

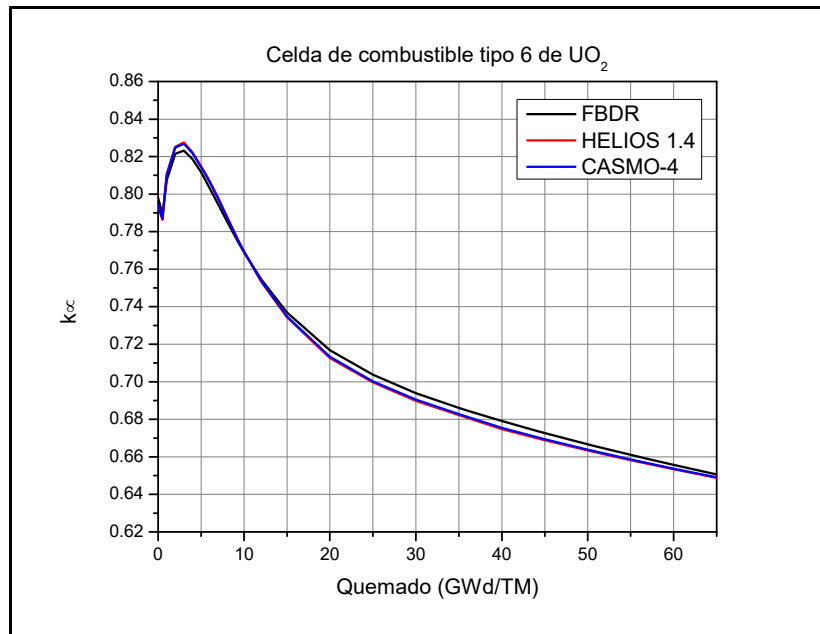


Figura 4.12 Resultados de k_{∞} para la celda de combustible tipo 6 de UO_2 .

4.4 Combustible de Óxidos Mixtos.

El diseño mecánico del ensamble combustible de óxidos mixtos (MOX), es exactamente el mismo diseño mecánico del ensamble combustible estándar de uranio enriquecido, cambiando sólo el material fisible del combustible. Los ensambles combustibles MOX que existen en el mercado internacional, son geoméricamente similares a los ensambles combustibles de uranio convencionales.

El plutonio se obtiene del combustible de UO_2 irradiado en los reactores de potencia, y la composición isotópica depende de la concentración inicial de ^{235}U del combustible, tipo de reactor, quemado a la descarga y tiempo de almacenamiento en la ACNG. A la composición isotópica se le suele llamar “vector de plutonio” refiriéndose al grupo de valores numéricos que definen la composición isotópica. La composición del plutonio utilizado aquí es llamada “de grado reactor”,

éste tiene una concentración típica de plutonio físil de alrededor del 69% en peso, a la cual se le llama también “calidad del plutonio” [37].

En este estudio, se usara una concentración isotópica de plutonio típica proveniente del combustible quemado de reactores de agua ligera, ese vector se muestra en la Tabla 4.10.

Tabla 4.10 Vector de plutonio empleado para LWR MOX.

Isótopo	²³⁸Pu	²³⁹Pu	²⁴⁰Pu	²⁴¹Pu	²⁴²Pu
% w	1.5	60.2	24.5	8.8	5

Para introducir el cambio en el material físil del combustible de uranio, se realizó la siguiente operación: primero, se sustituyen los enriquecimientos de ²³⁵U en la celda de combustible con un escalamiento de 1.8 en peso de plutonio físil (resultado obtenido en estudios previos, ver referencia 33). En el caso del combustible de plutonio, este se introduce en una matriz de uranio que puede ser proveniente de las colas de enriquecimiento, entonces se está introduciendo en realidad una pequeña concentración adicional de material físil que corresponde a la concentración del ²³⁵U con que salieron las colas de uranio del proceso de enriquecimiento. En este caso todos los cálculos fueron realizados considerando una concentración de colas para el uranio de 0.25%.

De lo anterior, la relación de material físil (RMF), de uranio a plutonio es:

$$\text{RMF} = \text{Plutonio físil} / 1.8 * \text{Uranio físil} = (\text{²³⁹Pu} + \text{²⁴¹Pu}) / 1.8 * \text{²³⁵U}$$

Tomando en cuenta las condiciones anteriores para establecer el escalamiento de material físil se construye una tabla de la región axial como la que a continuación se muestra, la Tabla 4.11, para una relación de RMF = 1.8, utilizando colas de enriquecimiento de 0.25%.

Es de notarse que la matriz de uranio, también contribuye con una cantidad muy pequeña de material físil debido a que las colas de enriquecimiento tienen una concentración pequeña de ^{235}U . Esta concentración disminuye un poco al aumentar la concentración de plutonio total en la barra de combustible.

Tabla 4.11 Escalamiento de concentraciones de uranio a plutonio.

$\% \text{ }^{235}\text{U}$	$\% \text{ Pu físil}$ (^{239}Pu y ^{241}Pu)	$\% \text{ Pu total}$ (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu y ^{242}Pu)	^{235}U en la Matriz MOX
2.00	3.60	5.2174	0.2369
2.80	5.04	7.3043	0.2317
3.60	6.48	9.3913	0.2265
3.95	7.11	10.3043	0.2242
4.40	7.92	11.4783	0.2213
4.90	8.82	12.7826	0.2180

Es importante también la selección del material de la matriz que será utilizado en el combustible de óxidos mixtos, ya que regularmente este material de matriz es uranio, se puede seleccionar de entre tres tipos diferentes de uranio que dependen del origen del uranio, esto es de dónde fue extraído el uranio ya que la composición isotópica es diferente dependiendo el origen del uranio.

A primera instancia se puede utilizar uranio natural como material de matriz, en este caso se debe considerar que la concentración de ^{235}U cuenta de manera significativa en la concentración final de material físil del combustible de óxidos mixtos.

También se puede considerar el uso del uranio recuperado del reprocesamiento del CNG, este uranio presenta algún inconveniente porque la concentración del isótopo ^{236}U proveniente de la captura térmica del ^{235}U se ha acumulado en el CNG y representa un veneno para los neutrones, además se debe considerar la concentración remanente de ^{235}U que es casi del orden de la concentración del uranio natural. Se puede utilizar también el uranio procedente de las colas de enriquecimiento, lo cual resulta más económico. Aquí se debe tomar en cuenta la

concentración de las colas de uranio para ser tomadas en cuenta en el inventario de material fisible del combustible. Esta última opción es la que se adoptó en el diseño de las celdas combustible MOX de este trabajo.

4.4.1 Celdas Axiales del Combustible MOX.

Para los cálculos de celdas de combustible MOX, se seleccionaron las regiones axiales del ensamble de UO_2 que no corresponden a regiones de uranio natural, ya que estas regiones son las que contienen alta concentración de material fisible. En este caso son las regiones correspondientes a las celdas del tipo 2, 3 y 4, ya que las celdas 1, 5 y 6 son celdas de uranio natural que sirven como reflector en la parte del fondo y superior del núcleo del reactor.

En todos los diseños de celdas del combustible MOX las barras que contienen gadolinio no fueron escaladas, permaneciendo igual que en el combustibles de uranio, esto para no afectar los picos de potencia.

Además todas las celdas de tipo MOX fueron escaladas con un factor de 1.8 y colas de enriquecimiento en la matriz MOX de 0.25% [38]. La celda MOX tipo 2 mostrada en la Figura 4.13 es equivalente a la celda de UO_2 tipo 2, en la cual se pueden observar la distribución radial de las concentraciones de plutonio fisible.

Figura 4.14 muestra la celda MOX tipo 3, equivalente a la celda tipo 3 de UO_2 con sus respectivos escalamientos de plutonio fisible, en particular esta celda muestra 14 posiciones sin material fisible.

3.60	5.04	6.48	7.92	7.92	7.92	7.11	6.48	5.04	3.60
5.04	7.92	7.11	8.82	7.11	7.11	8.82	7.11	7.92	5.04
6.48	7.11	4.4g5	7.11	4.4g5	8.82	7.92	4.4g4	7.11	7.11
7.92	8.82	7.11	4.4g4	8.82	W	W	7.92	8.82	7.92
7.92	7.11	4.4g5	8.82	7.92	W	W	4.4g5	7.92	7.92
7.92	7.11	8.82	W	W	7.92	7.92	7.92	4.4g4	7.92
7.11	8.82	7.92	W	W	7.92	7.92	4.4g4	8.82	7.92
6.48	7.11	4.4g4	7.92	4.4g5	7.92	4.4g4	7.92	3.95g4	7.11
5.04	7.92	7.11	8.82	7.92	4.4g4	8.82	3.95g4	7.92	6.48
3.60	5.04	7.11	7.92	7.92	7.92	7.92	7.11	6.48	3.60

Figura 4.13 Celda de combustible MOX tipo 2.

3.60	5.04	6.48	7.92	7.92	7.92	7.11	6.48	5.04	3.60
5.04		7.11		7.11	7.11		7.11		5.04
6.48	7.11	4.4g5	7.11	4.4g5	8.82	7.92	4.40	7.11	7.11
7.92		7.11	4.40	8.82	W	W	7.92		7.92
7.92	7.11	4.4g5	8.82		W	W	4.4g5	7.92	7.92
7.92	7.11	8.82	W	W		7.92	7.92	4.4g4	7.92
7.11		7.92	W	W	7.92	7.92	4.4g4		7.92
6.48	7.11	4.4g4	7.92	4.4g5	7.92	4.4g4	7.92	3.95g4	7.11
5.04		7.11		7.92	4.4g4		3.95g4		6.48
3.60	5.04	7.11	7.92	7.92	7.92	7.92	7.11	6.48	3.60

Figura 4.14 Celda de combustible MOX tipo 3.

La celda MOX tipo 4 mostrada en la Figura 4.15 tiene características similares a la del MOX tipo 3 y equivalente a la celda tipo 4 de UO₂, en particular esta celda muestra 14 posiciones vacías, estas posiciones indican el lugar donde se encuentran las barras cortas.

3.60	5.04	6.48	7.92	7.92	7.92	7.11	6.48	5.04	3.60
5.04		7.11		7.11	7.11		7.11		5.04
6.48	7.11	4.4g5	7.11	4.4g5	8.82	7.92	4.4g4	7.11	7.11
7.92		7.11	4.4g4	8.82	W	W	7.92		7.92
7.92	7.11	4.4g5	8.82		W	W	4.4g5	7.92	7.92
7.92	7.11	8.82	W	W		7.92	7.92	4.4g4	7.92
7.11		7.92	W	W	7.92	7.92	4.4g4		7.92
6.48	7.11	4.4g4	7.92	4.4g5	7.92	4.4g4	7.92	3.95g4	7.11
5.04		7.11		7.92	4.4g4		3.95g4		6.48
3.60	5.04	7.11	7.92	7.92	7.92	7.92	7.11	6.48	3.60

Figura 4.15 Celda de combustible MOX tipo 4.

4.4.2 Concentración de Material Físil en las Celdas de Combustible MOX.

Tradicionalmente se habla del enriquecimiento del combustible, considerando que el combustible de uranio al que le fue incrementado la cantidad de isótopo ^{235}U desde la concentración del uranio natural (0.711%) hasta la concentración deseada para su uso en los reactores de potencia, esta concentración varía con el diseño axial y radial del ensamble. En los reactores del tipo BWR el diseño radial utiliza del orden de 5 a 6 enriquecimientos diferentes para las barras del ensamble y también del orden de 4 concentraciones diferentes en el diseño axial, esto se hace con el fin de eliminar lo más posible los picos de potencia que pudiesen presentarse y evitar así un posible daño a las barras de combustible, es común referirse a todas esas concentraciones como enriquecimientos. Cuando se habla de un ensamble de plutonio y de las diferentes concentraciones de plutonio en los diseños radiales y axiales del ensamble, el hablar de enriquecimiento de plutonio pierde sentido ya que el plutonio físil incorporado en una matriz de uranio no conlleva trabajo alguno de enriquecimiento del material físil sino que se extrae del combustible quemado y se agrega el uranio que sirve como matriz. En este caso es mas correcto hablar de concentraciones de plutonio físil que de enriquecimiento

de plutonio. De esta manera, en un ensamble de combustible MOX no tiene sentido hablar del enriquecimiento promedio del ensamble sino de la concentración promedio del plutonio físil en el ensamble.

En las celdas de combustible MOX se tienen dos concentraciones promedio de material físil, una correspondiente al ^{235}U y la otra correspondiente a la concentración de plutonio físil. La concentración promedio para una celda de MOX se hace tomando en cuenta el número de barras que contienen el combustible (ya que también existen barras de agua y no cuentan para el promedio). Las Tablas 4.12 y 4.13 muestran el promedio de las concentraciones físil de plutonio y ^{235}U de las celdas MOX.

De acuerdo con los cálculos de las Tablas 4.12 y 4.13, las celdas de combustible MOX tendrán una concentración promedio de plutonio físil del 6.2041% y 5.8038%, y una concentración de uranio físil de 0.8525% y 0.9661 para las celdas MOX tipo 2 y tipo 3 y 4 correspondientemente. Además de tener una concentración promedio de material físil del 7.0566% para la celda MOX tipo 2 y 6.7699% para las celdas MOX tipo 3 y 4.

Tabla 4.12 Promedio de concentraciones físil en las celdas MOX tipo 2.

Tipo	Número de barras	% Pu físil (^{239}Pu y ^{241}Pu)	% Pesado	^{235}U en la Matriz MOX	% Pesado
1	4	3.60	14.40	0.2369	0.9476
2	6	5.04	30.24	0.2317	1.3902
3	6	6.48	38.88	0.2265	1.3590
4	18	7.11	127.98	0.2242	4.0356
5	32	7.92	253.44	0.2213	7.0816
6	12	8.82	105.84	0.2180	2.6160
G1	5			5.00	25.00
G2	9			4.00	36.00
W	8				
Total	100		570.78		78.43
Promedios %		6.2041		0.8525	
Concentración promedio de material físil %		7.0566			

Tabla 4.13 Promedio de concentraciones fisiles en las celdas MOX tipo 3 y 4.

Tipo	Número de barras	% Pu físil (²³⁹ Pu y ²⁴¹ Pu)	% Pesado	²³⁵ U en la Matriz MOX	% Pesado
1	4	3.60	14.40	0.2369	0.9476
2	6	5.04	30.24	0.2317	1.3902
3	6	6.48	38.88	0.2265	1.3590
4	18	7.11	127.98	0.2242	4.0356
5	26	7.92	205.92	0.2213	5.7538
6	4	8.82	35.28	0.2180	0.8720
G1	5			5.00	25.00
G2	9			4.00	36.00
W	8				
Total	100		452.70		75.3582
Promedios %		5.8038		0.9661	
Concentración promedio de material físil %		6.7699			

4.4.3 Resultados de Celdas Axiales de Combustible MOX.

La Tabla 4.14, 4.15 y 4.16 muestra los valores obtenidos de k_{∞} respecto al quemado desde 0 hasta los 65 GWd/TM de las celdas de combustible MOX tipo 2, 3 y 4 respectivamente, de forma similar que las celdas de combustible de uranio, las celdas de combustible MOX también fueron calculadas con HELIOS 1.4 y CASMO-4. Además se muestra la diferencia en pcm que se obtiene entre HELIOS 1.4 y CASMO-4 para las celdas de combustible MOX.

$$pcm = |k_{HELIOS} - k_{CASMO}| * 100000 \quad (4.3)$$

Tabla 4.14 Resultados de k_{∞} para la celda de combustible MOX tipo 2.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
0	1.17583	1.17512	71
0.5	1.17034	1.16794	240
1	1.16639	1.16317	322
2	1.16062	1.15570	492
3	1.15612	1.15144	468

Continuación Tabla 4.14.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
4	1.15225	1.14775	450
5	1.14875	1.14441	434
6	1.14551	1.14130	421
7	1.14246	1.13836	410
8	1.13956	1.13556	400
9	1.13677	1.13287	390
10	1.13407	1.13028	379
12	1.12894	1.12539	355
15	1.12156	1.11875	281
20	1.11043	1.10963	80
25	1.10133	1.10280	147
30	1.09296	1.09469	173
35	1.08184	1.08154	30
40	1.06630	1.06379	251
45	1.04761	1.04347	414
50	1.02738	1.02329	409
55	1.00679	1.00297	382
60	0.98641	0.98326	315
65	0.96640	0.96304	336
		Promedio	319
		Máxima	492

Tabla 4.15 Resultados de k_{∞} para la celda de combustible MOX tipo 3.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
0	1.16256	1.16524	268
0.5	1.15715	1.15790	75
1	1.15335	1.15437	102
2	1.14815	1.14953	138
3	1.14437	1.14604	167
4	1.14130	1.14321	191
5	1.13868	1.14075	207
6	1.13635	1.13855	220
7	1.13423	1.13656	233
8	1.13228	1.13473	245
9	1.13048	1.13306	258
10	1.12885	1.13154	269
12	1.12599	1.12893	294
15	1.12229	1.12621	392
20	1.11797	1.11919	122
25	1.11625	1.11721	96

Continuación Tabla 4.15.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
30	1.11109	1.10756	353
35	1.09742	1.09420	322
40	1.07681	1.07726	45
45	1.05324	1.05239	85
50	1.02905	1.02757	148
55	1.00495	1.00025	470
60	0.98106	0.97859	247
65	0.95744	0.95456	288
		Promedio	225
		Máxima	470

Tabla 4.16 Resultados de k_{∞} para la celda de combustible MOX tipo 4.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
0	1.16948	1.16918	30
0.5	1.16403	1.15928	475
1	1.16024	1.15787	237
2	1.15515	1.15021	494
3	1.15157	1.14698	459
4	1.14875	1.14444	431
5	1.14640	1.14230	410
6	1.14435	1.14044	391
7	1.14251	1.13880	371
8	1.14086	1.13734	352
9	1.13940	1.13607	333
10	1.13812	1.13497	315
12	1.13604	1.13329	275
15	1.13365	1.13226	139
20	1.13162	1.13446	284
25	1.13129	1.13519	390
30	1.12487	1.12553	66
35	1.10863	1.10554	309
40	1.08566	1.08357	209
45	1.06032	1.05806	226
50	1.03456	1.02970	486
55	1.00886	1.00541	345
60	0.98329	0.97929	400
65	0.95788	0.95942	154
		Promedio	316
		Máxima	494

Las Figuras 4.16 muestran el comportamiento de k_{∞} a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta los 65 GWd/TM, calculado con HELIOS 1.4 y CASMO-4 de la celda de combustibles MOX tipo 2 y se obtuvo una diferencia promedio de 319 pcm y máxima de 492 pcm entre HELIOS 1.4 y CASMO-4.

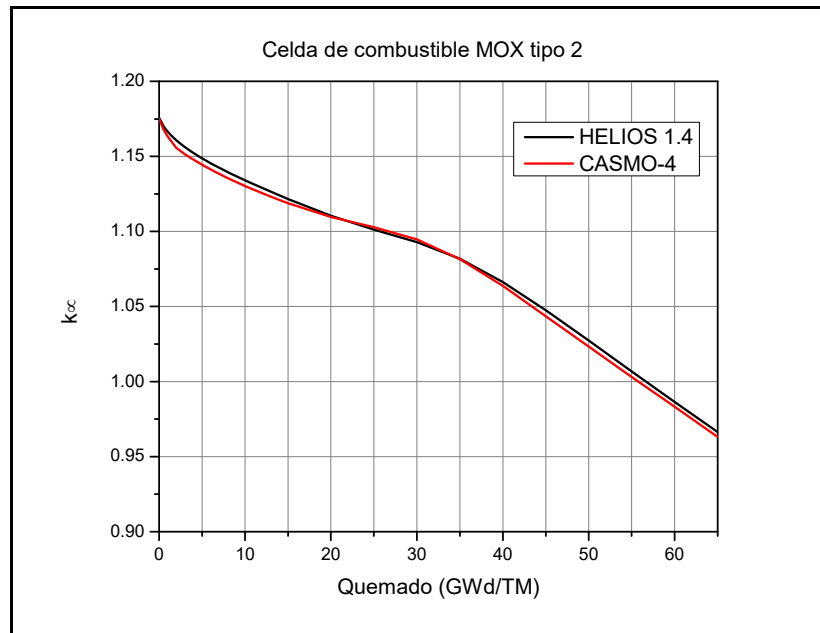


Figura 4.16 Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible MOX tipo 2.

EL comportamiento de k_{∞} obtenido con HELIOS 1.4 y CASMO-4 para la celda de combustible MOX tipo 3 con un quemado de 0 GWd/TM hasta los 65 GWd/TM, es mostrado en la Figura 4.17. Además la diferencia promedio y máxima es de 225 pcm y 470 pcm entre los códigos HELIOS 1.4 y CASMO-4.

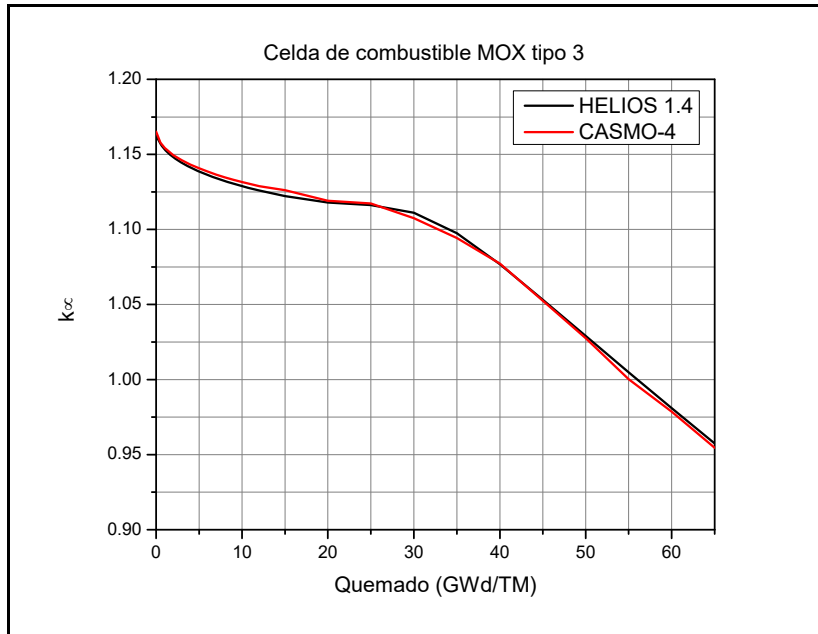


Figura 4.17 Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible MOX tipo 3.

La Figuras 4.18 muestra el comportamiento de k_{∞} calculado con HELIOS 1.4 y CASMO-4 respecto a distintos pasos de quemado, desde 0 GWd/TM hasta 65 GWd/TM, correspondiente a la celda combustible MOX tipo 4.

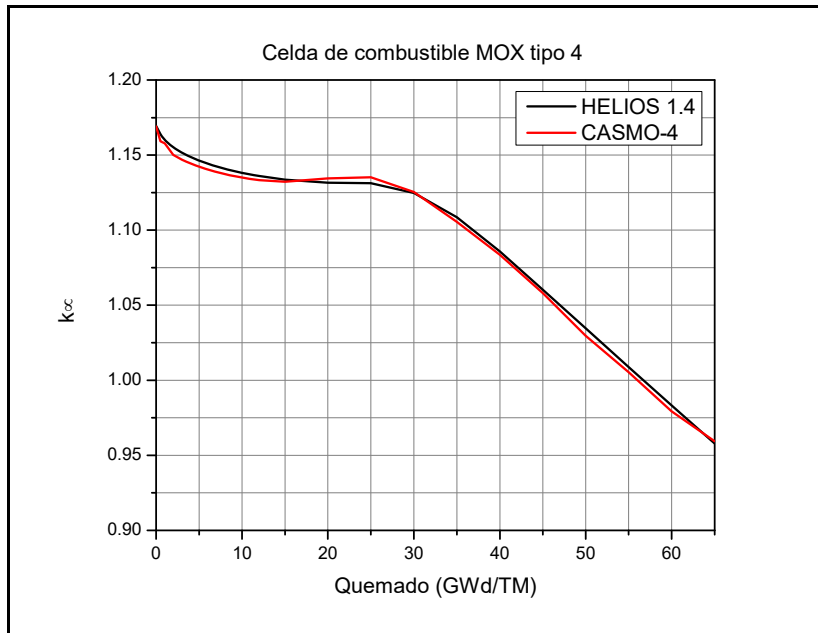


Figura 4.18 Resultados de k_{∞} para las celdas de combustible MOX tipo 4.

En la celda combustible MOX tipo 4 se obtuvo una diferencia promedio y máxima de 316 pcm y 492 pcm respectivamente entre HELIOS 1.4 y CASMO-4.

4.5 Combustible con Actínidos Menores.

Actualmente cuando se reprocesa y recicla el CNG, el plutonio y el uranio son reutilizados en la forma de combustible MOX, la parte restante de los desechos; esto es, los AM y PF son desalojados directamente en repositorios radiactivos. Los actínidos resultantes del quemado del uranio (Pu, Np, Am, Cm, y otros actínidos transuránicos). Constituyen el grupo de residuos que ofrece mayores dificultades de gestión: son materiales altamente radiactivos que pueden tener interés proliferante para la fabricación de armas, generan importantes cantidades de calor por radioactividad y se mantienen activos por periodos muy largos de tiempo, desde miles hasta cientos de miles de años.

La gestión de los AM (como el Np, Am y Cm los cuales se estudiaron este trabajo) es uno de los puntos fundamentales que deben ser analizados. Con el fin de disminuir considerablemente el inventario de AM del CNG, se debe considerar el reciclado de estos, con el objetivo de transmutarlos por medio de la fisión o captura neutrónica a isótopos estables, o con vidas medias más cortas. Los AM pueden incorporarse al combustible nuclear como óxidos, aleaciones, o en forma heterogénea, contenidos en materiales inertes [39].

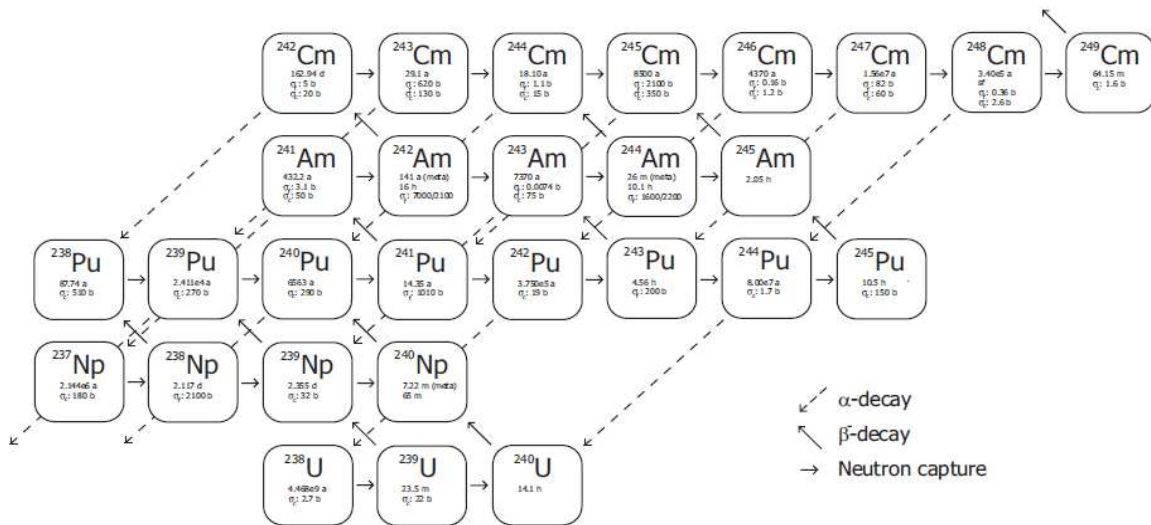


Figura 4.19 Decaimientos alpha, beta(-) y captura neutrónica de los actínidos.

Tabla 4.17 Datos nucleares de los actínidos a 20 °C.

Nucleido	Vida Media	σ_c (barns)	σ_f (barns)	Nucleido	Vida Media	σ_c (barns)	σ_f (barns)
^{238}U	4.468×10^9 a	2.7		^{241}Am	432.2 a	50	3.1
^{239}U	23.5 m	22		^{242m}Am	141 a		7000
^{240}U	14.1 h			^{242}Am	16 h		2100
^{237}Np	2.144×10^6 a	180		^{243}Am	7370 a	75	0.0074
^{238}Np	2.117 d		2100	^{244m}Am	26 m		1600
^{239}Np	2.355 d	32		^{244}Am	10.1 h		2200
^{240m}Np	7.22 m			^{245}Am	2.05 h		
^{240}Np	65 m			^{242}Cm	162.94 d	20	5
^{238}Pu	87.74 a	510		^{243}Cm	29.1 a	130	620
^{239}Pu	2.411×10^4 a	270	750	^{244}Cm	18.10 a	15	1.1
^{240}Pu	6563 a	290		^{245}Cm	8500 a	350	2100
^{241}Pu	14.35 a		1010	^{246}Cm	4370 a	1.2	0.16
^{242}Pu	3.750×10^5 a	19		^{247}Cm	1.56×10^7 a	60	82
^{243}Pu	4.56 h		200	^{248}Cm	3.40×10^5 a	2.6	0.36
^{244}Pu	8.00×10^7 a	1.7		^{249}Cm	64.15 m	1.6	
^{245}Pu	10.5 h	150					

Nota: a = años; d = días; h = horas; m = minutos.

En la Figura 4.19 se muestra los decaimientos alpha, beta y captura neutrónica de los actínidos y en la Tabla 4.17 se dan los valores de las secciones eficaces

microscópicas de fisión y captura neutrónica para energías térmicas del neutrón, así como la vida media de los actínidos mostrados en la Figura 4.19 [40].

4.5.1 Inventario de Actínidos Menores en el Combustible Nuclear Gastado.

Para poder realizar la simulación de quemado del combustible nuclear de CNLV-U1, primero es necesario conocer a detalle su historial de quemado. En la Tabla 4.18 se muestra el historial de quemado de los distintos tipos de combustible nuclear de la CNLV-U1, hasta a inicios del ciclo 15 [41].

Tabla 4.18 Historial de quemado del combustible nuclear de la CNLV-U1.

Combustible	Enriquecimiento de ^{235}U (%)	Ciclo de operación	Tiempo (días)	Quemado (MWd/TM)	
8x8	1.76	Ciclo 1	1030	12931	
		Decaimiento	940	----	
		Ciclo 4	385	8205	
		Decaimiento	42	----	
	2.19	Ciclo 5	476	3819	
		Ciclo 1	1030	9095	
		Decaimiento	72	----	
		Ciclo 2	278	5690	
		Decaimiento	56	----	
		Ciclo 3	471	8640	
		Decaimiento	63	----	
		Ciclo 4	385	8886	
	GE9	2.80	Ciclo 2	278	8332
			Decaimiento	56	----
Ciclo 3			471	7683	
Decaimiento			63	----	
Ciclo 4			385	9815	
Decaimiento			42	----	
Ciclo 5			476	11361	
3.03		Ciclo 2	278	8332	
		Decaimiento	56	----	
		Ciclo 3	471	7683	
		Decaimiento	63	----	
		Ciclo 4	385	9815	
		Decaimiento	42	----	
		Ciclo 5	476	11361	

Continuación Tabla 4.18.

Combustible	Enriquecimiento de ²³⁵ U (%)	Ciclo de operación	Tiempo (días)	Quemado (MWd/TM)
	3.22	Ciclo 4	385	11807
		Decaimiento	42	----
		Ciclo 5	476	14436
		Decaimiento	86	----
		Ciclo 6	459	9053
		Decaimiento	35	----
	3.24	Ciclo 7	488	4145
		Ciclo 3	471	13547
		Decaimiento	63	----
		Ciclo 4	385	11764
		Decaimiento	42	----
		Ciclo 5	476	7800
	3.46	Decaimiento	86	----
		Ciclo 6	459	7506
		Ciclo 7	488	14911
		Decaimiento	35	----
		Ciclo 8	589	13566
		Decaimiento	66	----
	3.52	Ciclo 9	431	10320
		Decaimiento	63	----
		Ciclo 10	512	2603
Ciclo 5		476	15417	
Decaimiento		86	----	
Ciclo 6		459	12695	
GE12	3.69	Decaimiento	35	----
		Ciclo 7	488	10106
		Decaimiento	35	----
		Ciclo 8	589	5549
	3.70	Ciclo 12	514	17348
		Decaimiento	30	----
		Ciclo 13	502	15661
		Decaimiento	45	----
		Ciclo 14	522	12281
		Ciclo 9	431	10034
		Decaimiento	63	----
		Ciclo 10	512	15210
Decaimiento	72	----		
Ciclo 11	446	13331		
Decaimiento	25	----		
Ciclo 12	514	9816		

Continuación Tabla 4.18.

Combustible	Enriquecimiento de ²³⁵U (%)	Ciclo de operación	Tiempo (días)	Quemado (MWd/TM)
GE12	3.72	Ciclo 8	589	13045
		Decaimiento	66	----
		Ciclo 9	431	10938
		Decaimiento	63	----
		Ciclo 10	512	13782
		Decaimiento	72	----
		Ciclo 11	446	6342
		Decaimiento	25	----
	3.86	Ciclo 12	514	3271
		Ciclo 12	514	15543
		Decaimiento	30	----
		Ciclo 13	502	11169
		Decaimiento	45	----
		Ciclo 14	522	11872

Se eligió un combustible por cada tipo enriquecimiento y dentro de está selección se simuló el que obtuvo un mayor quemado a la descarga, debido a que mientras más quemado este el combustible, mayor será la cantidad de actínidos y PF que se produzcan en él.

La simulación fue realizada utilizando el código ORIGEN-S, con la biblioteca de datos nucleares ENDF/B-VI con 200 grupos de energía para neutrones y 47 grupos de energía para gammas, desde la descarga hasta los 300 años de decaimiento del CNG [19, 42].

En la Figura 4.20 se muestran los resultados obtenidos en el cálculo del porcentaje de actínidos (sin tomar en cuenta el uranio) que se generan en cada CNG de la CNLV-U1, desde su descarga, a distintos tiempos de decaimiento y hasta 300 años.

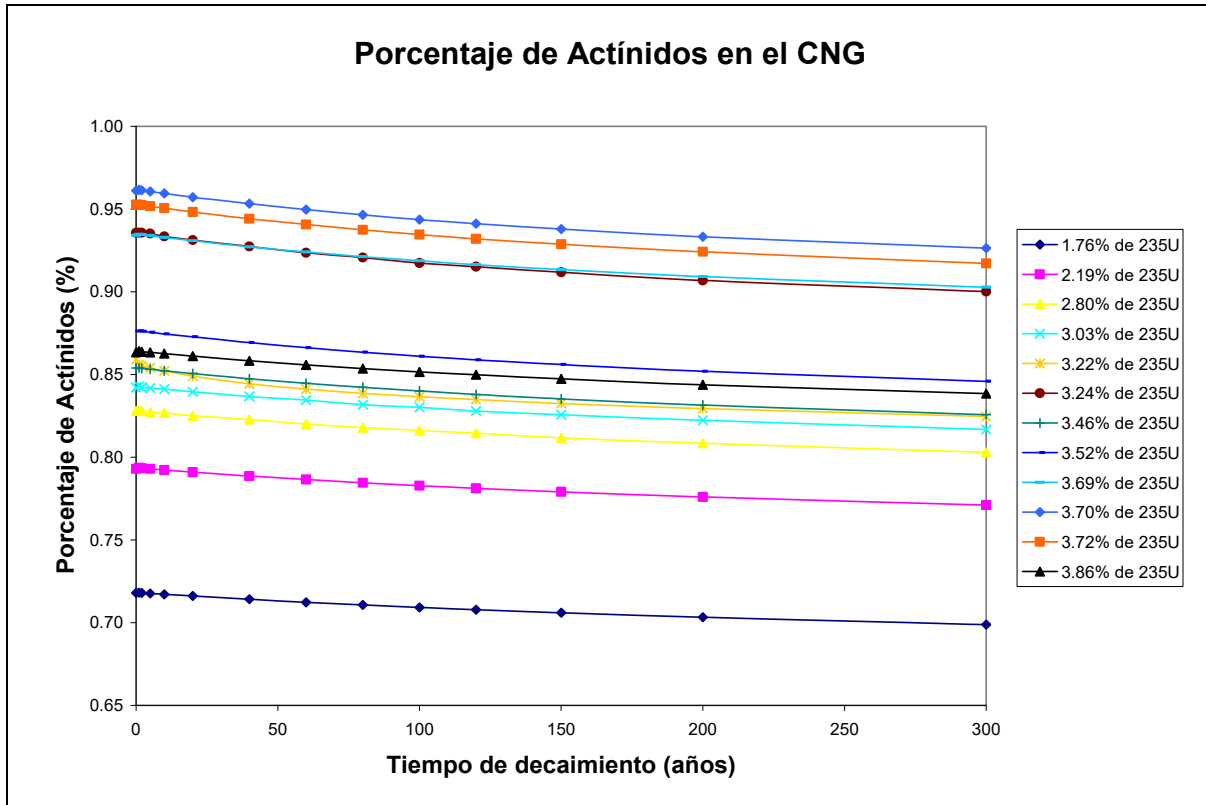


Figura 4.20 Porcentaje de actínidos (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np y ^{239}Np) que hay en cada CNG de la CNLV-U1.

En la Tabla 4.19 se dan los resultados obtenidos en el cálculo de la cantidad de masa de actínidos (sin tomar en cuenta el uranio) que hay en cada CNG de la CNLV-U1, desde su descarga, a distintos tiempos de decaimiento y hasta 300 años. Aproximadamente por cada CNG de la CNLV-U1 que hay en la ACNG tenemos 1.5 kg de actínidos (omitiendo los isótopos de Uranio) que es entre el 0.70% y 1.0% del HM del CNG, desde la descarga hasta los 300 años de decaimiento.

Tabla 4.19 Masa total (gr) de actínidos (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np y ^{239}Np) en cada CNG de la CNLV-U1.

Tiempo (años)	Combustibles GE9					
	2.80%	3.03%	3.22%	3.24%	3.46%	3.52%
A la descarga	1,489.00	1,515.00	1,544.91	1,683.00	1,535.78	1,576.04
1	1,490.00	1,516.00	1,539.44	1,683.00	1,535.80	1,576.23
2	1,489.00	1,515.00	1,538.42	1,683.00	1,535.43	1,575.75
5	1,488.00	1,514.00	1,536.06	1,682.00	1,534.52	1,574.75
10	1,487.00	1,513.00	1,532.74	1,679.00	1,532.83	1,572.88
20	1,484.00	1,510.00	1,527.04	1,675.00	1,529.77	1,569.68
40	1,480.00	1,505.00	1,518.79	1,668.00	1,524.16	1,563.43
60	1,475.00	1,501.00	1,513.02	1,661.00	1,519.21	1,557.99
80	1,471.00	1,496.00	1,508.33	1,656.00	1,514.84	1,553.06
100	1,468.00	1,493.00	1,504.70	1,650.00	1,510.83	1,548.67
120	1,465.00	1,489.00	1,501.54	1,646.00	1,507.06	1,544.76
150	1,460.00	1,485.00	1,497.32	1,640.00	1,502.33	1,539.65
200	1,454.00	1,479.00	1,491.80	1,631.00	1,495.51	1,532.39
300	1,444.00	1,469.00	1,483.31	1,619.00	1,485.05	1,521.35
	Combustibles 8x8			Combustibles GE12		
	1.76%	2.19%	3.69%	3.70%	3.72%	3.86%
A la descarga	1,310.48	1,447.29	1,690.65	1,739.67	1,724.27	1,562.88
1	1,310.64	1,448.22	1,691.92	1,740.46	1,724.19	1,563.90
2	1,310.31	1,447.81	1,691.56	1,740.03	1,723.87	1,563.42
5	1,309.82	1,447.12	1,690.40	1,738.75	1,722.57	1,562.61
10	1,308.72	1,445.91	1,688.45	1,736.65	1,720.45	1,561.28
20	1,306.89	1,443.56	1,684.81	1,732.52	1,716.28	1,558.53
40	1,303.27	1,439.31	1,678.22	1,725.45	1,708.97	1,553.51
60	1,299.99	1,435.37	1,672.53	1,718.89	1,702.58	1,549.00
80	1,296.95	1,431.90	1,667.45	1,713.10	1,696.78	1,545.02
100	1,294.39	1,428.71	1,662.88	1,708.06	1,691.67	1,541.31
120	1,291.91	1,425.81	1,658.70	1,703.53	1,686.97	1,538.13
150	1,288.38	1,421.87	1,653.26	1,697.60	1,680.99	1,533.68
200	1,283.40	1,416.22	1,645.68	1,689.21	1,672.73	1,527.32
300	1,275.31	1,407.14	1,634.01	1,676.87	1,660.09	1,517.49

Nota: el “%” es el enriquecimiento de ^{235}U del combustible.

4.5.2 Celdas Axiales de Combustible de Actínidos Menores.

El combustible de UO₂ GE12 (181 Kg de metal pesado) con enriquecimiento del 3.70% y quemado de 48.391 GWd/TM, a su descarga contiene 0.0737% de AM, como se muestra en la Tabla 4.20.

Tabla 4.20 AM en el combustible nuclear gastado de UO₂.

Material	Masa (gr)	%
²⁴¹ Am	10.1200	0.0056
^{242m} Am	0.1606	0.0001
²⁴² Cm	3.1780	0.0018
²⁴³ Cm	0.0941	0.0001
²⁴⁴ Cm	14.2600	0.0079
²³⁷ Np	96.3400	0.0532
²³⁹ Np	9.2800	0.0051
Total	133.4327	0.0737

De forma similar que en el combustible MOX, podemos tomar la Tabla 4.20 como referencia para formar la concentración isotópica de AM, normalizando los datos anteriores, para así obtener un vector de AM, el cual se muestra en la Tabla 4.21.

Tabla 4.21 Vector de AM.

Isótopo	²⁴¹ Am	²⁴⁴ Cm	²³⁷ Np
% w	8.3830	11.8125	79.8045

Nótese que no se introdujo el ²³⁹Np y ²⁴²Cm debido a que su vida media es muy corta, 2.355 días y 162.94 días respectivamente (ver Tabla 4.17), y el ^{242m}Am y ²⁴³Cm debido a su baja contribución.

De los diseños de celdas axiales de uranio y MOX, mostrados en las secciones anteriores, se sustituyen cuatro barras de combustible las cuales contendrán 6% de AM (²⁴¹Am, ²⁴⁴Cm y ²³⁷Np), con el fin de reducirlos durante el quemado del combustible. Además, de igual forma que en el combustible MOX, todos los

cálculos fueron realizados considerando una concentración de colas para el uranio de 0.25%.

Las celdas de uranio y MOX que contienen alta concentración de material físil son las celdas tipo 2, 3 y 4, estas regiones tienen enriquecimientos promedio de material físil de 4.11% y 4.00% para el caso de las celdas de uranio y su equivalente en celdas MOX los cuales son de 7.05% y 6.77%, para ambos casos los enriquecimientos promedios son muy similares por lo que bien podrían ser representados por una sola región con enriquecimiento igual al más alto de los dos, según sea el caso del combustible de uranio o MOX, y tomarse como base para escalar el diseño de combustible con barras de AM.

En la Figura 4.21 se muestra el mapa de la celda con barras de AM, los cuales están colocadas en las coordenadas B-3, C-2, H-10 y J-8. De igual manera que las celdas de UO₂ y MOX, contiene 14 barras con gadolinio (5 al 5% y 9 al 4%) y 8 de agua. Los espacios en blanco representan las barras de combustible de UO₂ ó MOX según sea el caso.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1										
2			AM							
3		AM	g5		g5			g4		
4				g4		W	W			
5			g5			W	W	g5		
6				W	W				g4	
7				W	W			g4		
8			g4		g5		g4		g4	AM
9						g4		g4		
10								AM		

Figura 4.21 Mapa de la celda con barras de AM.

Fueron realizados cuatro casos distintos de celdas con AM, los cuales se muestran en la Tabla 4.22.

Tabla 4.22 Concentraciones de plutonio y uranio en barras con AM al 6%.

Caso	Celda	% Pu físil	% Pu total	% ²³⁵ U	% U
UOX-01	Uranio	---	---	0.2350	94.00
MOX-01	MOX	---	---	0.2350	94.00
MOX-02	MOX	7.11	10.3043	0.2092	83.70
MOX-03	MOX	2.97	4.3044	0.2242	89.70

4.5.3 Resultados de Celdas Axiales de Combustible con Actínidos Menores.

Las Tablas 4.23, 4.24, 4.25 y 4.26 muestran los resultados obtenidos de k_{∞} para las distintas celdas con AM, los cuales fueron calculados con HELIOS 1.4 y CASMO-4, para quemados desde 0 hasta 65 GWd/TM. Además del mismo modo que en los casos de uranio y MOX se muestran las diferencias en pcm para las distintas celdas con AM, mostrados en la Tabla 4.22.

Tabla 4.23 Resultados de k_{∞} para la celda UOX-01.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
0	1.03281	1.03634	353
0.5	1.03780	1.03747	33
1	1.04001	1.03526	475
2	1.04699	1.04249	450
3	1.05472	1.05158	314
4	1.06303	1.06036	267
5	1.07238	1.06815	423
6	1.08285	1.08028	257
7	1.09474	1.09392	82
8	1.10802	1.10899	97
9	1.12199	1.12467	268
10	1.13587	1.13959	372
12	1.15663	1.16058	395
15	1.15636	1.15700	64
20	1.11644	1.11320	324
25	1.07172	1.06753	419

Continuación Tabla 4.23.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
30	1.02752	1.02427	325
35	0.98408	0.97956	452
40	0.94180	0.93891	289
45	0.90133	0.89811	322
50	0.86347	0.85918	429
55	0.82906	0.82513	393
60	0.79875	0.79481	394
65	0.77296	0.76861	435
		Promedio	318
		Máxima	475

Tabla 4.24 Resultados de k_{∞} para la celda MOX-01.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
0	1.15350	1.15053	297
0.5	1.15095	1.14784	311
1	1.14708	1.14323	385
2	1.14152	1.13809	343
3	1.13725	1.13419	306
4	1.13361	1.12988	373
5	1.13036	1.12693	343
6	1.12738	1.12422	316
7	1.12459	1.12169	290
8	1.12194	1.1193	264
9	1.11940	1.11704	236
10	1.11698	1.11391	307
12	1.11241	1.10996	245
15	1.10590	1.10187	403
20	1.09626	1.09464	162
25	1.08852	1.08905	53
30	1.08005	1.08044	39
35	1.06765	1.06641	124
40	1.05059	1.04773	286
45	1.03068	1.02709	359
50	1.00985	1.00601	384
55	0.98914	0.98547	367
60	0.96890	0.96545	345
65	0.94918	0.94598	320
		Promedio	286
		Máxima	403

Tabla 4.25 Resultados de k_{∞} para la celda MOX-02.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
0	1.16248	1.16194	54
0.5	1.15857	1.15457	400
1	1.15462	1.14971	491
2	1.14886	1.14436	450
3	1.14438	1.14021	417
4	1.14053	1.13664	389
5	1.13706	1.13342	364
6	1.13385	1.12930	455
7	1.13084	1.12648	436
8	1.12796	1.12380	416
9	1.12519	1.12124	395
10	1.12252	1.11767	485
12	1.11746	1.11308	438
15	1.11019	1.10693	326
20	1.09930	1.09663	267
25	1.09050	1.09061	11
30	1.08203	1.08243	40
35	1.07018	1.06908	110
40	1.05387	1.05120	267
45	1.03455	1.03100	355
50	1.01400	1.01014	386
55	0.99338	0.98951	387
60	0.97314	0.96948	366
65	0.95341	0.95000	341
		Promedio	335
		Máxima	491

Tabla 4.26 Resultados de k_{∞} para la celda UOX-03.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
0	1.16952	1.17449	497
0.5	1.16516	1.16104	412
1	1.16119	1.15732	387
2	1.15539	1.15192	347
3	1.15084	1.14657	427
4	1.14692	1.14293	399
5	1.14338	1.13964	374
6	1.14010	1.13658	352
7	1.13701	1.13256	445
8	1.13406	1.12980	426
9	1.13121	1.12715	406

Continuación Tabla 4.26.

Quemado (GWd/TM)	k_{∞}		Diferencia (pcm)
	HELIOS 1.4	CASMO-4	
10	1.12845	1.12460	385
12	1.12320	1.11866	454
15	1.11562	1.11098	464
20	1.10413	1.10078	335
25	1.09459	1.09390	69
30	1.08578	1.08604	26
35	1.07436	1.07332	104
40	1.05866	1.05612	254
45	1.03994	1.03648	346
50	1.01979	1.01599	380
55	0.99936	0.99544	392
60	0.97919	0.97530	389
65	0.95948	0.95580	368
		Promedio	352
		Máxima	497

Las Figuras 4.22 muestran el comportamiento de k_{∞} para la celda de Uranio con AM (UOX-01) con pasos de quemado desde 0 hasta los 65 GWd/TM, calculado con HELIOS 1.4 y CASMO-4.

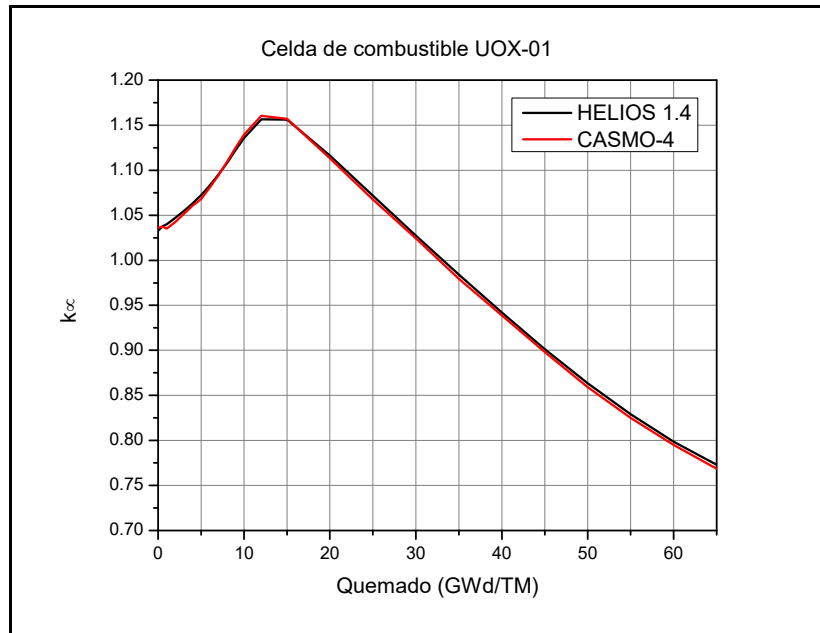


Figura 4.22 Resultados de k_{∞} para la celda de Uranio con AM (UOX-01).

En la celda de Uranio con AM (UOX-01) se obtuvieron diferencias promedio y máxima de 335 pcm y 491 entre los códigos HELIOS 1.4 y CASMO-4.

EL comportamiento de k_{∞} obtenido con HELIOS 1.4 y CASMO-4 para la celda de combustible MOX con AM (MOX-01) con un quemado de 0 GWd/TM hasta los 65 GWd/TM, es mostrado en la Figura 4.23.

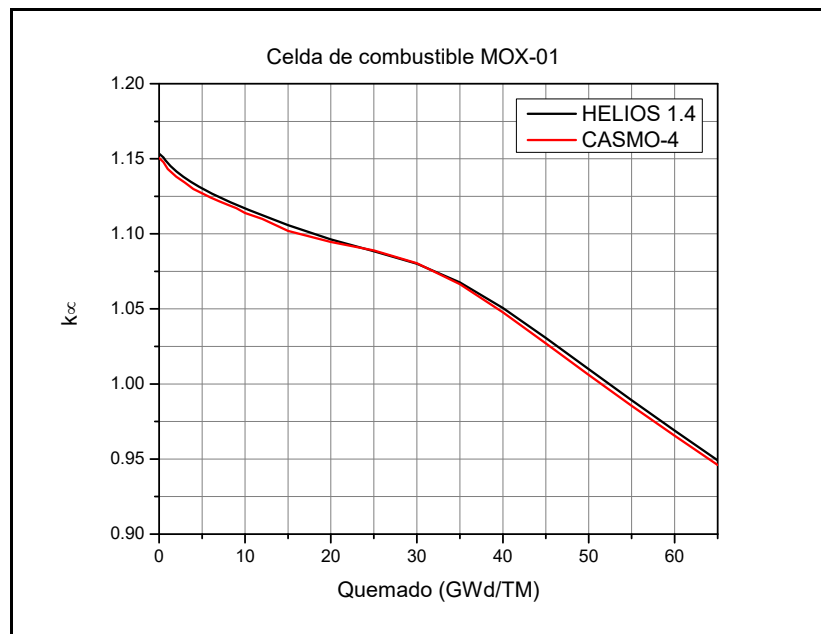


Figura 4.23 Resultados de k_{∞} para la celda MOX con AM (MOX-01).

Además la diferencia promedio y máxima es de 286 pcm y 403 pcm entre los códigos HELIOS 1.4 y CASMO-4 para la celda de combustible MOX con AM (MOX-01).

Las Figuras 4.24 muestran el comportamiento de k_{∞} a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta los 65 GWd/TM, calculado con HELIOS 1.4 y CASMO-4 de la celda de combustibles MOX con AM (MOX-02) y se obtuvo una diferencia promedio de 335 pcm y máxima de 491 pcm entre HELIOS 1.4 y CASMO-4.

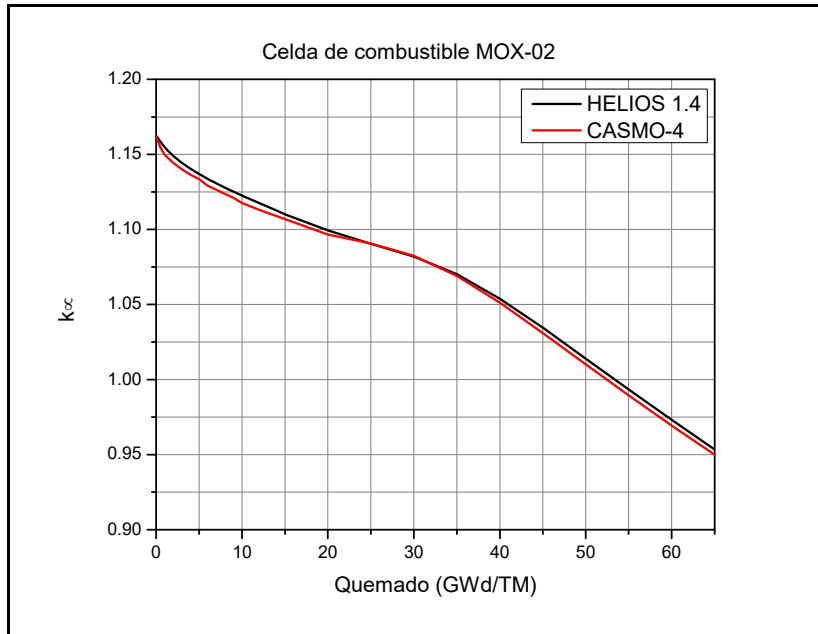


Figura 4.24 Resultados de k_{∞} para la celda MOX con AM (MOX-02).

Para la celda de combustible MOX con AM (MOX-03), el comportamiento de k_{∞} obtenido con HELIOS 1.4 y CASMO-4 con un quemado de 0 GWd/TM hasta los 65 GWd/TM, es mostrado en la Figura 4.25 y se obtuvieron diferencias promedio y máxima de 352 pcm y 497 entre los códigos HELIOS 1.4 y CASMO-4.

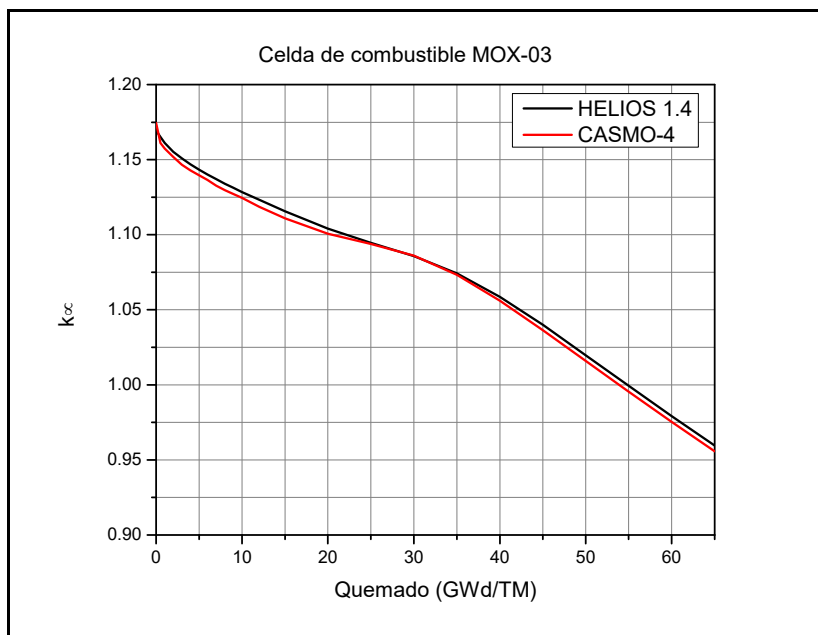


Figura 4.25 Resultados de k_{∞} para la celda MOX con AM (MOX-03).

4.6 Comparación de las Celdas de Combustible.

Para el caso de Uranio con AM (UOX-01), el comportamiento de k_{∞} es similar a la celda de Uranio, sin embargo sus valores están por debajo de está. Para las celdas MOX con AM (MOX-01, MOX-02 y MOX-03) el comportamiento de k_{∞} es similar entre ellas, notando que las tres celdas que contienen AM en MOX, sus valores de k_{∞} están por debajo de la celda MOX. Por lo que se está reduciendo la multiplicación de neutrones dentro de las celdas con AM, debido a la sustitución de material fisible por AM dentro de las cuatro barras con AM. Todo esto es mostrado en la Figura 4.26.

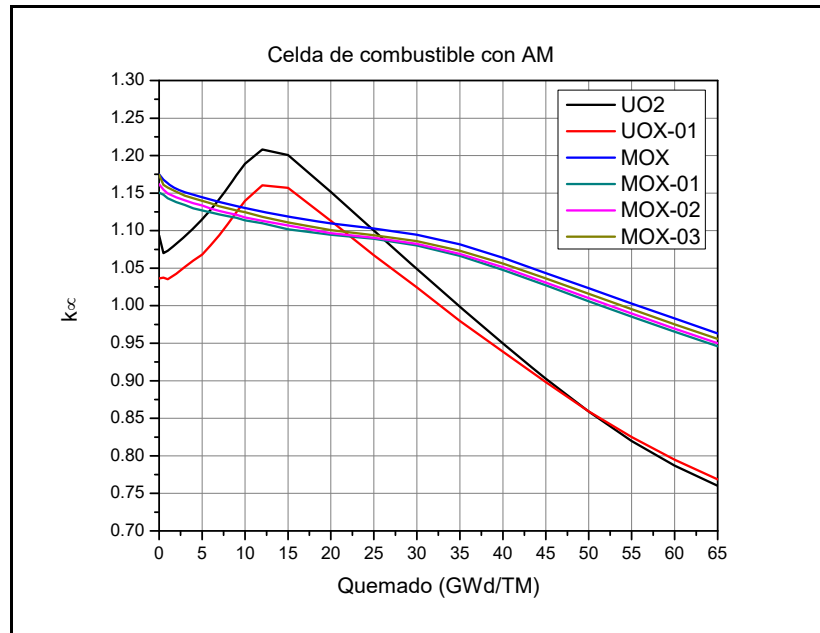


Figura 4.26 Resultados de k_{∞} para las celdas con AM.

Durante el quemado de la celda de uranio (sin AM) simulado con HELIOS 1.4 y CASMO-4, se tiene que a los 65 GWd/TM se genera 0.112% de AM, para los dos cálculos, del material total en la celda, debido a los procesos de fisión y captura neutrónica dentro del combustible. Para la celda UOX-01 propuesta tenemos que desde el inicio del quemado y hasta los 45 GWd/TM los AM se están reduciendo de 0.244% hasta 0.145% para el caso de HELIOS 1.4 y 0.154% para el caso de

CASMO-4 y aumentando al 0.159% con HELIOS 1.4 y 0.168% con CASMO-4 a los 65 GWd/TM, del material total de la celda, es decir del 0.244% de AM inicial en la celda (cuatro barras con AM) se reducen a 0.047% para la simulación con HELIOS 1.4 y 0.049% para la simulación con CASMO-4, en la celda UOX-01, todo lo anterior es mostrado en la Tabla 4.27 y Figura 4.27.

Tabla 4.27 AM (%) en las celdas de Uranio.

Quemado (GWd/TM)	HELIOS 1.4		CASMO-4	
	UO ₂	UOX-01	UO ₂	UOX-01
0	0	0.244	0	0.244
45	0.061	0.145	0.064	0.154
65	0.112	0.159	0.112	0.168
Reducción		0.047		0.049

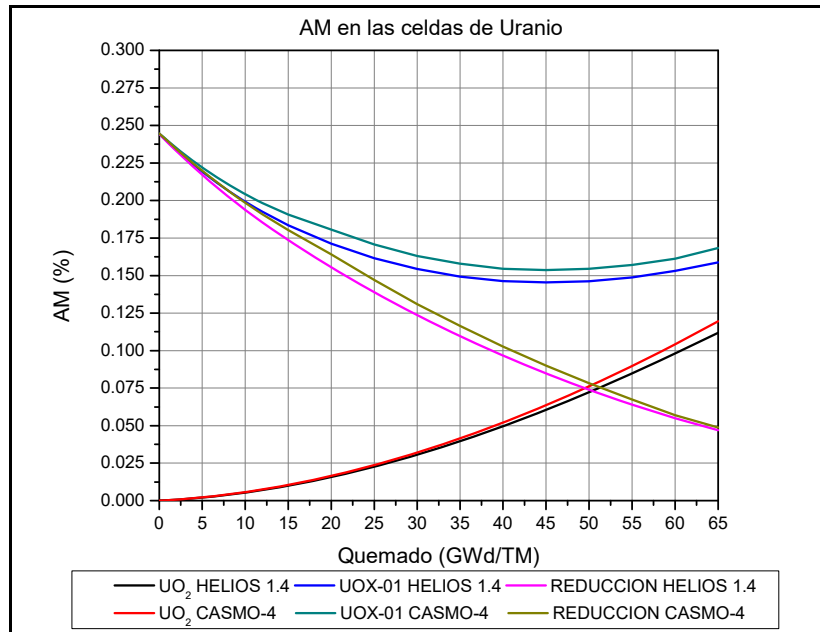


Figura 4.27 AM en las celdas de Uranio.

Para el caso de la celda MOX sin AM, de la Tabla 4.28 y se puede observar que la generación de AM es mayor, en comparación con la celda de uranio, debido a que se utiliza plutonio como material físil, notamos que para las simulaciones

realizadas a los 65 GWd/TM hay 0.360% de AM en la celda para el caso de HELIOS 1.4 y 0.381% de AM en la celda para el caso realizado con CASMO-4.

Tabla 4.28 AM (%) en las celdas MOX.

Quemado (GWd/TM)	HELIOS 1.4				CASMO-4		
	MOX	MOX-01	MOX-02	MOX-02	MOX-01	MOX-02	MOX-02
0	0	0.242	0.242	0.242	0.242	0.242	0.242
65	0.360	0.432	0.466	0.448	0.452	0.463	0.448
Reducción		0.072	0.106	0.087	0.071	0.082	0.067

Así para los casos MOX-01, MOX-02 y MOX-03 se obtiene que a los 65 GWd/TM hay 0.432%, 0.466% y 0.448% de AM correspondientemente en cada celda MOX con AM simulado con HELIOS 1.4 y 0.452%, 0.463% y 0.448% de AM correspondientemente en cada celda MOX con AM simulado con CASMO-4, obteniéndose a los 65 GWd/TM una reducción de 0.072% (HELIOS 1.4) y 0.71% (CASMO-4) de AM para el caso MOX-01, 0.106% (HELIOS 1.4) y 0.082% (CASMO-4) de AM para el caso MOX-02 y 0.087% (HELIOS 1.4) y 0.067% (CASMO-4) para el caso MOX-03. Lo anterior es mostrado en la Tabla 4.28 y las Figuras 4.28, 4.29 y 4.30.

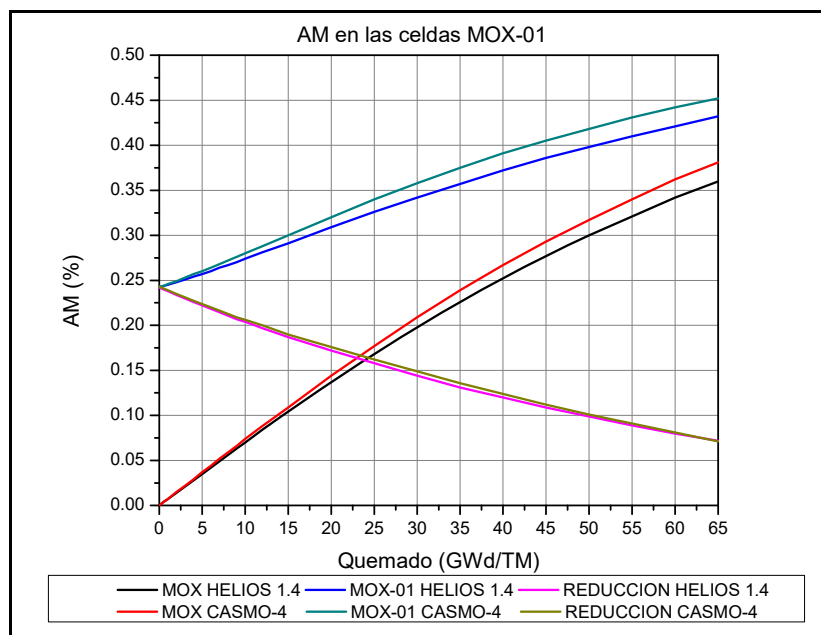


Figura 4.28 AM en las celda MOX-01.

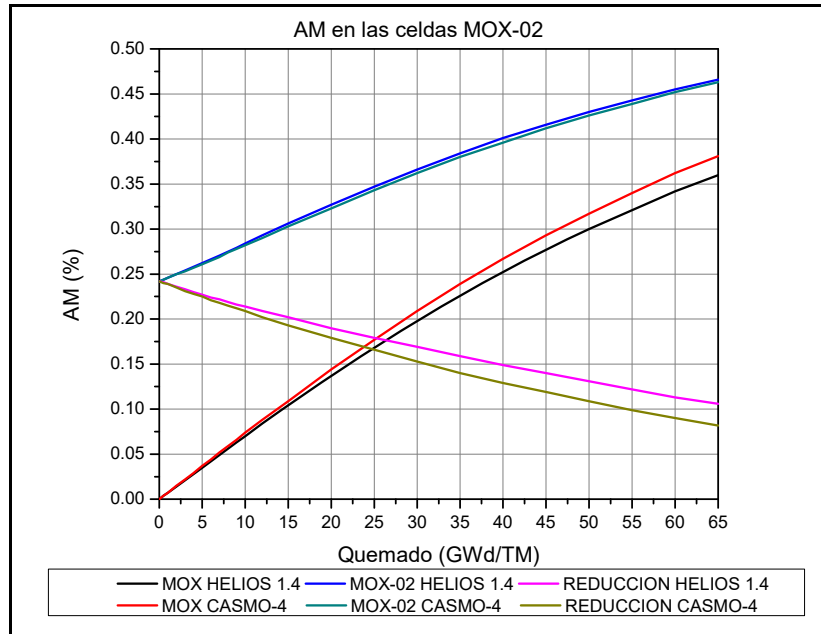


Figura 4.29 AM en las celda MOX-02.

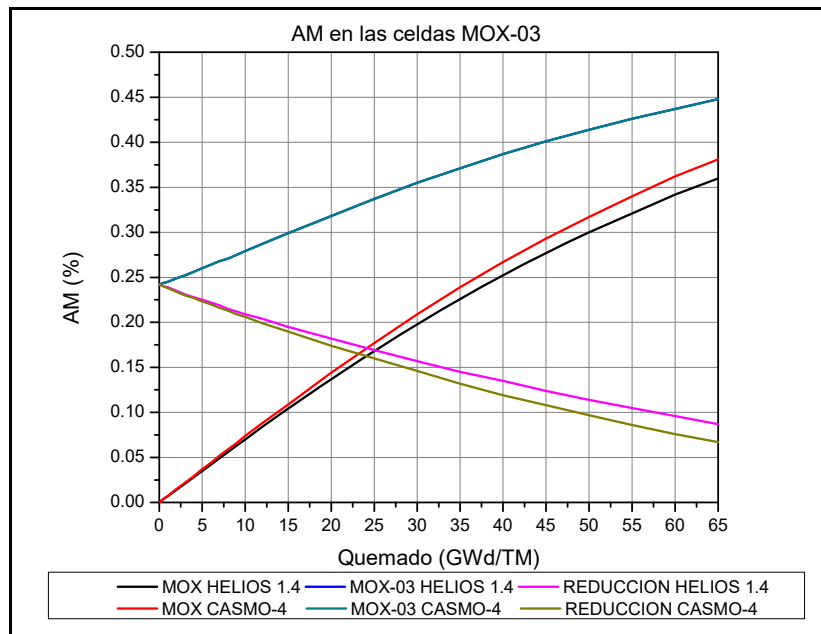


Figura 4.30 AM en las celda MOX-03.

Para las simulaciones realizadas con HELIOS 1.4 tenemos que conforme las distintas celdas que contienen barras con AM se queman, estos se disminuyen en un porcentaje desde 0.244% (que es el contenido de AM inicial de cada celda) hasta 0.072%, a los 65 GWd/TM, para el caso MOX-01. Para el caso MOX-02, a

los 65 MWd/TM se tiene un porcentaje del 0.106% de AM, siendo este el caso en el que menos cantidad de AM se disminuyeron. EL 0.087% de AM a los 65 GWd/TM, fue el valor obtenido en la celda MOX-03. El mejor resultado fue obtenido en la celda de UOX-01, con una reducción de AM del 0.047% a los 65 GWd/TM. De forma similar, para el caso de CASMO-4 se obtuvieron los valores de la reducción de AM con un quemado de 65 GWd/TM para las celdas UOX-01, MOX-01, MOX-02 y MOX-03 obteniendo como resultado los siguientes valores, 0.049%, 0.071%, 0.087% y 0.067% de AM correspondientemente, al igual que las simulaciones realizada con HELIOS 1.4 el mejor resultado fue obtenido en la celda UOX-01 y la celda donde hay menor reducción de AM fue la celda MOX-02. Las Figura 4.31 y 4.32 muestra los resultados descritos anteriormente obtenidos en las simulaciones de celdas con AM realizadas con HELIOS 1.4 y CASMO-4.

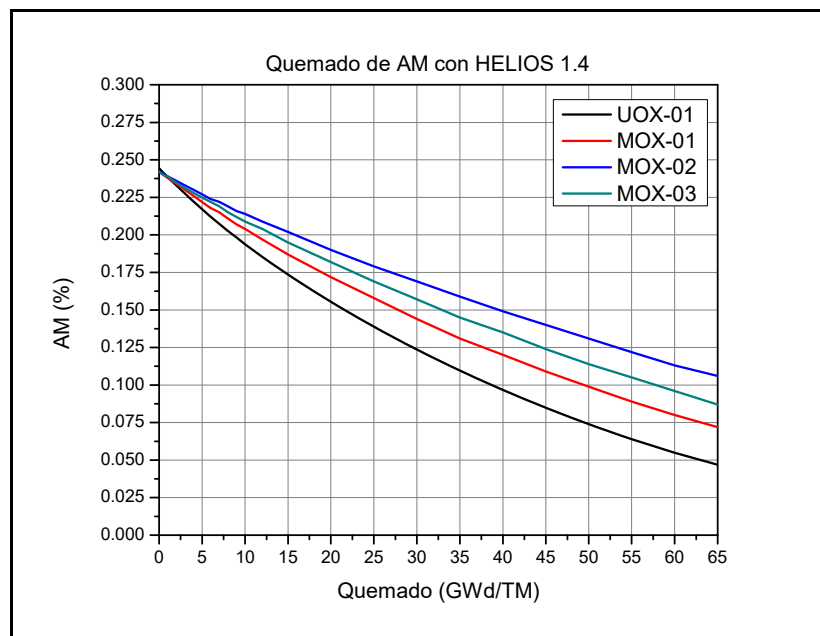


Figura 4.31 Disminución de AM durante el quemado con HELIOS 1.4.

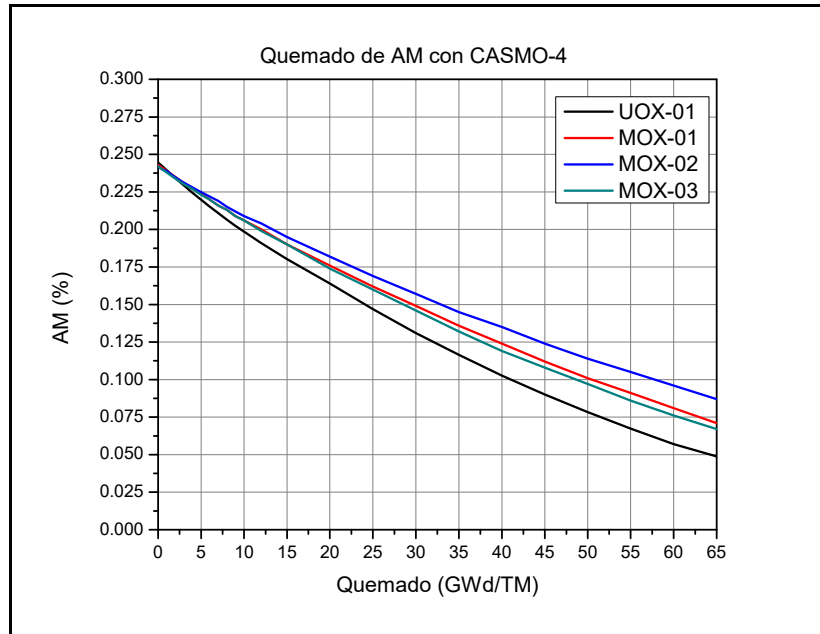


Figura 4.32 Disminución de AM durante el quemado con CASMO-4.

Además en la Tabla 4.29 se muestra la disminución de AM obtenidos de las simulaciones realizadas con HELIOS 1.4 y CASMO-4 a un quemado de celdas de 45 GWd/TM, el cual es un punto de interés común, ya que es el quemado promedio típico de los ensambles en reactores BWR como los de la CNLV. Podemos notar que para la reducción de AM el mejor resultado está dado por la celda UOX-01, para ambos casos simulados, con una diferencia del 0.1596% con HELIOS 1.4 y 0.1544% con CASMO-4 respecto al 0.2444% de AM que había inicialmente en la celda. Para las celdas MOX-01 y MOX-03 se obtuvieron diferencias del 0.1334% y 0.1180% con HELIOS 1.4 y 0.1306% y 0.1343% con CASMO-4 correspondientemente, respecto al 0.2423% de AM inicial. Por último la celda con menor disminución de AM fue la celda MOX-02, con una disminución del 0.1027% con HELIOS 1.4 y 0.1238% con CASMO-4 de AM respecto al 0.2423% inicial en la celda.

Tabla 4.29 Disminución de AM a los 45 GWd/TM para los distintos casos de celdas con AM simulados con HELIOS 1.4 y CASMO-4.

Celda	0 GWd/TM	HELIOS 1.4 45 GWd/TM			CASMO-4 45 GWd/TM		
	Inicial	%AM	%ΔAM	Reducción %AM	%AM	%ΔAM	Reducción %AM
UOX-01	0.2444	0.0848	0.1596	65.30	0.0900	0.1544	63.18
MOX-01	0.2423	0.1089	0.1334	55.06	0.1117	0.1306	53.90
MOX-02	0.2423	0.1396	0.1027	42.39	0.1185	0.1238	51.09
MOX-03	0.2423	0.1243	0.1180	48.70	0.1080	0.1343	55.42

De la misma manera que la tabla anterior, en la Tabla 4.30 se muestra la disminución de AM obtenidos de las simulaciones realizadas con HELIOS 1.4 y CASMO-4 a un quemado final de celdas de 65 GWd/TM, obteniendo la mayor reducción en la celda con barras de AM UOX-01, las cuales fueron del 80.81% de AM para la simulación realizada con HELIOS 1.4 y 80.03% de AM para el caso simulado con CASMO-4. Para la celda MOX-01, se obtuvo una reducción de AM del 70.49% con HELIOS 1.4 y 70.82% con CASMO-4. La celda MOX-03, se obtuvo que el 63.93% (HELIOS 1.4) y 72.55% (CASMO-4) de AM fueron reducidos. En el caso de la celda MOX-02, se obtuvo una disminución de AM del 56.46% con HELIOS 1.4 y 66.15% con CASMO-4, la cual fue la celda con la menor reducción de AM, para ambas herramientas de computo utilizadas.

Tabla 4.30 Disminución de AM a los 65 GWd/TM para los distintos casos de celdas con AM simulados con HELIOS 1.4 y CASMO-4.

Celda	0 GWd/TM	HELIOS 1.4 65 GWd/TM			CASMO-4 65 GWd/TM		
	Inicial	%AM	%ΔAM	Reducción %AM	%AM	%ΔAM	Reducción %AM
UOX-01	0.2444	0.0469	0.1975	80.81	0.0488	0.1956	80.03
MOX-01	0.2423	0.0715	0.1708	70.49	0.0707	0.1716	70.82
MOX-02	0.2423	0.1055	0.1368	56.46	0.0820	0.1603	66.15
MOX-03	0.2423	0.0874	0.1549	63.93	0.0665	0.1758	72.55

Capítulo 5

Análisis de Núcleo con Actínidos Menores

5.1 Introducción.

En este capítulo se describen diferentes tipos de ciclos de combustible, para realizar el análisis del quemado de AM a nivel núcleo, primero se establece una referencia de combustible de uranio, después se modela combustible conteniendo cuatro barras al 6% de AM a diferentes enriquecimientos de ^{235}U , con el objetivo de evaluar su comportamiento en el núcleo del reactor. Una vez desarrollado lo anterior se simularon ciclos de combustible con tres diseños de combustible con AM propuestos y con diferente cantidad de combustibles con AM dentro del núcleo del reactor. De lo anterior se seleccionó el núcleo con mayor cantidad de combustibles con AM y mejor comportamiento neutrónico respecto a nuestro caso de referencia para finalmente evaluar la reducción de los actínidos en el combustible a nivel núcleo y en un solo combustible. Todos los cálculos fueron simulados con SIMULATE-3.

5.2 Núcleo de Uranio.

Como referencia se simuló el ciclo de equilibrio del combustible de uranio (UOX) GE12 con 3.7% de enriquecimiento (descrito en el capítulo anterior) de un reactor BWR como los de la CNLV, a una potencia térmica nominal de 2027 MWt, con una presión en el núcleo de 1035 psia y a una temperatura del refrigerante de 560 K. El cual es muy similar al ciclo de operación 13 de la CNLV-U1 [32, 33]. En la Figura 5.1 se ilustra $\frac{1}{4}$ de núcleo, donde 0 es combustible fresco, 1 es combustible con un quemado, 2 es combustible de dos quemados y 3 es combustible de tres quemados. En total el núcleo contiene 444 ensambles combustibles (112

combustibles frescos, 112 combustibles con un quemado, 112 combustibles con dos quemados y 108 combustibles con tres quemados).

				3	3	3	3	3	3	3	3
			3	3	3	1	1	3	1	1	
		3	3	3	1	2	1	0	1	0	
	3	3	1	1	0	1	0	1	0	2	
3	3	3	1	2	1	0	2	0	2	0	
3	3	1	0	1	0	2	0	2	0	2	
3	1	2	1	0	2	1	2	0	2	1	
3	1	1	0	2	0	2	1	2	0	2	
3	3	0	1	0	2	0	2	1	2	0	
3	1	1	0	2	0	2	0	2	0	2	
3	1	0	2	0	2	1	2	0	2	2	

Figura 5.1. Representación de $\frac{1}{4}$ de núcleo.

5.2.1 Simulación de Núcleo de Uranio.

Para el establecimiento del ciclo de equilibrio se consideró el reemplazo de aproximadamente $\frac{1}{4}$ de los ensambles de combustible con mayor quemado al final de cada ciclo. El ciclo de equilibrio se alcanza a partir del ciclo $n = 4$ siendo el ciclo $n = 5$ semejante al ciclo $n = 4$. Esto es, se comienza el quemado de 444 ensambles frescos en el ciclo $n = 1$, al final del cual se retira $\frac{1}{4}$ de los ensambles de combustible, alrededor de 111 ensambles que se reemplazan con combustible fresco. El ciclo $n = 2$ se comienza con $\frac{3}{4}$ partes del núcleo con 1 ciclo de quemado y $\frac{1}{4}$ de núcleo con combustible fresco. Al final del ciclo $n = 2$ se tienen $\frac{3}{4}$ partes con 2 ciclos de quemado y $\frac{1}{4}$ parte con 1 ciclo de quemado. Nuevamente se reemplazan aproximadamente 111 ensambles de combustible con 2 ciclos de quemado ($\frac{1}{4}$ del combustible del núcleo) con combustible fresco. Por tanto, el ciclo $n = 3$ comienza con $\frac{1}{2}$ del combustible del núcleo con 3 ciclos de quemado, $\frac{1}{4}$ con dos ciclos de quemado y $\frac{1}{4}$ con un ciclo de quemado. Al final del ciclo $n = 3$ se reemplazan 111 ensambles de combustible con 3 ciclos de quemado por combustible fresco. El ciclo $n = 4$ comienza con $\frac{1}{4}$ del combustible con 3 ciclos de

quemado, $\frac{1}{4}$ del combustible con 2 ciclos de quemado, $\frac{1}{4}$ del combustible con 1 ciclo de quemado y $\frac{1}{4}$ del combustible fresco. Al final del ciclo $n = 4$ se tiene $\frac{1}{4}$ del combustible con 4 ciclos de quemado, $\frac{1}{4}$ del combustible con 3 ciclos de quemado, $\frac{1}{4}$ del combustible con 2 ciclos de quemado y $\frac{1}{4}$ del combustible con un ciclo de quemado. A este ciclo se le denomina ciclo de equilibrio. Al reemplazar el $\frac{1}{4}$ del combustible con mayor quemado (4 ciclos) se tiene que la composición del núcleo al comienzo del ciclo $n = 5$ es semejante a la composición inicial del ciclo $n = 4$ y se han alcanzado ciclos de equilibrio [43].

5.2.2 Resultado de Núcleo de Uranio.

La Tabla 5.1 muestra los valores de k_{eff} obtenidos en la simulación con SIMULATE-3 del núcleo de uranio a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta 11.845 GWd/TM, sin patrón de barras de control (sin CRD) (de sus siglas en inglés Control Rod Drive) y con patrón de barras de control (con CRD).

Tabla 5.1. Resultados de k_{eff} para el núcleo de uranio sin y con CRD.

Quemado (GWd/TM)	UOX sin CRD	UOX con CRD
0	1.01551	0.99573
0.22	1.01323	0.99363
0.50	1.01273	0.99494
1.00	1.01269	0.99520
1.50	1.01289	0.99513
2.00	1.01310	0.99533
2.50	1.01335	0.99564
3.00	1.01364	0.99569
3.50	1.01404	0.99576
4.00	1.01451	0.99597
4.50	1.01506	0.99640
5.00	1.01562	0.99669
5.50	1.01609	0.99708
6.00	1.01647	0.99730
6.50	1.01675	0.99711
7.00	1.01692	0.99728
7.50	1.01700	0.99678
8.00	1.01678	0.99569

Continuación Tabla 5.1.

Quemado (GWd/TM)	UOX sin CRD	UOX con CRD
8.50	1.01624	0.99517
9.00	1.01517	0.99421
9.50	1.01349	0.99407
10.00	1.01115	0.99330
10.449	1.00841	0.99565
10.653	1.00676	0.99551
10.896	1.00503	0.99739
11.336	1.00129	0.99777
11.845	0.99614	0.99873

El comportamiento de k_{eff} para el núcleo de uranio sin CRD y con CRD es mostrado en la Figura 5.2.

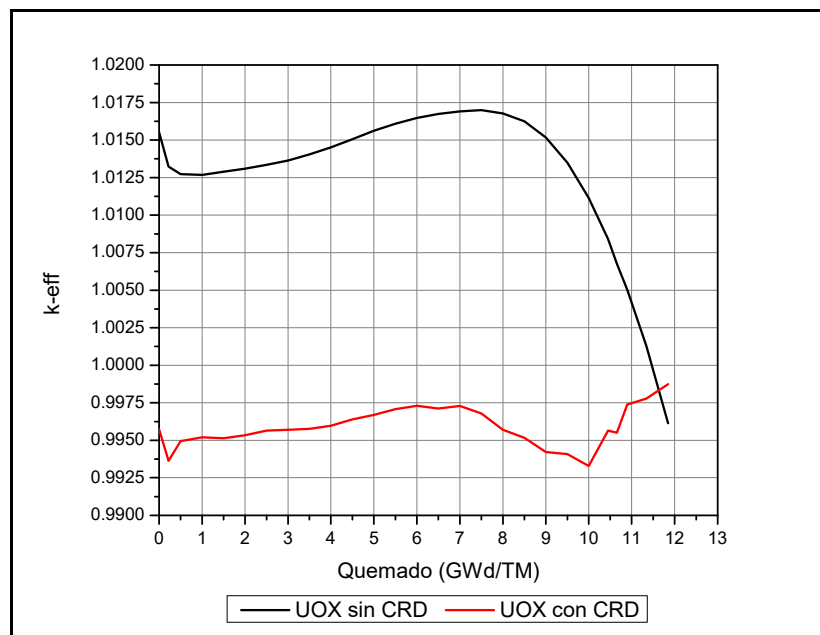


Figura 5.2. Comportamiento de k_{eff} del núcleo de uranio sin y con CRD.

En las Tablas 5.2, 5.3, 5.4 y 5.5 se muestra el inventario de los AM como son el ^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm respectivamente, obtenidos en la simulación con SIMULATE-3 del núcleo de uranio, en porcentaje en peso (W%), a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta los 11.845 GWd/TM, para el ciclo de equilibrio con 444 ensambles combustibles, de los cuales 112 combustibles son frescos (0 Q),

112 combustibles tienen un quemado (1 Q), 112 combustibles con dos quemados (2 Q) y 108 combustibles con 3 quemados (3 Q), al inicio de la simulación.

Tabla 5.2. Inventario del ^{237}Np en el núcleo UOX (W%).

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
0	0.00000	0.01616	0.03404	0.05309	0.10329
0.22	0.00011	0.01651	0.03445	0.05319	0.10426
0.50	0.00027	0.01695	0.03498	0.05332	0.10551
1.00	0.00060	0.01774	0.03591	0.05355	0.10780
1.50	0.00098	0.01853	0.03683	0.05377	0.11011
2.00	0.00141	0.01931	0.03775	0.05398	0.11245
2.50	0.00188	0.02010	0.03864	0.05420	0.11482
3.00	0.00240	0.02089	0.03953	0.05441	0.11723
3.50	0.00297	0.02168	0.04041	0.05462	0.11969
4.00	0.00358	0.02247	0.04129	0.05483	0.12217
4.50	0.00424	0.02326	0.04217	0.05502	0.12470
5.00	0.00494	0.02404	0.04305	0.05522	0.12725
5.50	0.00568	0.02482	0.04391	0.05541	0.12983
6.00	0.00645	0.02560	0.04477	0.05560	0.13241
6.50	0.00724	0.02639	0.04560	0.05579	0.13501
7.00	0.00805	0.02716	0.04641	0.05597	0.13760
7.50	0.00887	0.02793	0.04722	0.05616	0.14018
8.00	0.00971	0.02870	0.04801	0.05634	0.14276
8.50	0.01056	0.02944	0.04879	0.05652	0.14531
9.00	0.01142	0.03018	0.04957	0.05670	0.14786
9.50	0.01227	0.03091	0.05031	0.05688	0.15037
10.00	0.01314	0.03164	0.05104	0.05705	0.15287
10.449	0.01390	0.03226	0.05168	0.05720	0.15503
10.653	0.01427	0.03255	0.05198	0.05727	0.15607
10.896	0.01469	0.03289	0.05232	0.05735	0.15725
11.336	0.01545	0.03348	0.05293	0.05748	0.15934
11.845	0.01631	0.03414	0.05359	0.05764	0.16166

Tabla 5.3. Inventario del ^{241}Am en el núcleo UOX (W%).

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
0	0.00000	0.00116	0.00340	0.00526	0.00982
0.22	0.00000	0.00120	0.00345	0.00527	0.00992
0.50	0.00000	0.00125	0.00351	0.00527	0.01004
1.00	0.00000	0.00134	0.00362	0.00528	0.01025

Continuación Tabla 5.3.

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
1.50	0.00000	0.00144	0.00373	0.00529	0.01046
2.00	0.00001	0.00154	0.00383	0.00529	0.01067
2.50	0.00001	0.00164	0.00393	0.00530	0.01088
3.00	0.00002	0.00174	0.00403	0.00530	0.01109
3.50	0.00003	0.00184	0.00413	0.00531	0.01130
4.00	0.00005	0.00194	0.00422	0.00531	0.01152
4.50	0.00008	0.00204	0.00431	0.00531	0.01174
5.00	0.00011	0.00214	0.00440	0.00532	0.01197
5.50	0.00015	0.00224	0.00449	0.00532	0.01220
6.00	0.00020	0.00234	0.00458	0.00532	0.01243
6.50	0.00025	0.00244	0.00466	0.00532	0.01267
7.00	0.00031	0.00253	0.00474	0.00532	0.01291
7.50	0.00038	0.00263	0.00481	0.00532	0.01315
8.00	0.00045	0.00273	0.00488	0.00532	0.01339
8.50	0.00053	0.00282	0.00495	0.00532	0.01363
9.00	0.00061	0.00292	0.00502	0.00532	0.01387
9.50	0.00070	0.00301	0.00508	0.00532	0.01412
10.00	0.00079	0.00310	0.00514	0.00532	0.01436
10.449	0.00087	0.00318	0.00519	0.00532	0.01457
10.653	0.00091	0.00322	0.00522	0.00532	0.01467
10.896	0.00096	0.00326	0.00524	0.00532	0.01478
11.336	0.00105	0.00334	0.00528	0.00531	0.01498
11.845	0.00116	0.00342	0.00532	0.00531	0.01520

Tabla 5.4. Inventario del ²⁴²Cm en el núcleo UOX (W%).

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
0	0.00000	0.00020	0.00090	0.00189	0.00299
0.22	0.00000	0.00021	0.00092	0.00190	0.00302
0.50	0.00000	0.00022	0.00094	0.00191	0.00307
1.00	0.00000	0.00024	0.00099	0.00192	0.00315
1.50	0.00000	0.00027	0.00103	0.00193	0.00323
2.00	0.00000	0.00029	0.00107	0.00195	0.00331
2.50	0.00000	0.00032	0.00112	0.00196	0.00340
3.00	0.00000	0.00034	0.00116	0.00197	0.00348
3.50	0.00000	0.00037	0.00121	0.00199	0.00357
4.00	0.00000	0.00040	0.00125	0.00200	0.00365
4.50	0.00001	0.00043	0.00130	0.00201	0.00374
5.00	0.00001	0.00046	0.00134	0.00202	0.00383

Continuación Tabla 5.4.

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
5.50	0.00001	0.00049	0.00139	0.00203	0.00392
6.00	0.00002	0.00052	0.00143	0.00205	0.00401
6.50	0.00003	0.00055	0.00147	0.00206	0.00411
7.00	0.00004	0.00058	0.00152	0.00207	0.00420
7.50	0.00005	0.00061	0.00156	0.00208	0.00430
8.00	0.00006	0.00065	0.00160	0.00209	0.00440
8.50	0.00007	0.00068	0.00165	0.00210	0.00450
9.00	0.00009	0.00071	0.00169	0.00211	0.00460
9.50	0.00010	0.00074	0.00173	0.00212	0.00470
10.00	0.00012	0.00078	0.00177	0.00213	0.00480
10.449	0.00014	0.00081	0.00181	0.00214	0.00489
10.653	0.00014	0.00082	0.00183	0.00215	0.00494
10.896	0.00015	0.00084	0.00185	0.00215	0.00499
11.336	0.00017	0.00087	0.00188	0.00216	0.00508
11.845	0.00019	0.00090	0.00192	0.00217	0.00518

Tabla 5.5. Inventario del ²⁴⁴Cm en el núcleo UOX (W%).

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
0	0.00000	0.00010	0.00126	0.00625	0.00761
0.22	0.00000	0.00010	0.00131	0.00631	0.00773
0.50	0.00000	0.00011	0.00138	0.00638	0.00787
1.00	0.00000	0.00013	0.00152	0.00650	0.00815
1.50	0.00000	0.00016	0.00166	0.00662	0.00844
2.00	0.00000	0.00018	0.00180	0.00675	0.00873
2.50	0.00000	0.00021	0.00196	0.00687	0.00904
3.00	0.00000	0.00024	0.00212	0.00700	0.00936
3.50	0.00000	0.00027	0.00229	0.00713	0.00970
4.00	0.00000	0.00031	0.00248	0.00726	0.01004
4.50	0.00000	0.00035	0.00267	0.00738	0.01040
5.00	0.00000	0.00039	0.00287	0.00751	0.01077
5.50	0.00000	0.00044	0.00309	0.00763	0.01115
6.00	0.00000	0.00049	0.00331	0.00776	0.01155
6.50	0.00001	0.00054	0.00353	0.00788	0.01196
7.00	0.00001	0.00059	0.00377	0.00801	0.01239
7.50	0.00001	0.00065	0.00401	0.00814	0.01282
8.00	0.00002	0.00072	0.00427	0.00827	0.01327
8.50	0.00002	0.00078	0.00453	0.00840	0.01373
9.00	0.00003	0.00085	0.00480	0.00853	0.01420

Continuación Tabla 5.5.

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
9.50	0.00004	0.00092	0.00507	0.00866	0.01468
10.00	0.00005	0.00099	0.00534	0.00879	0.01516
10.449	0.00006	0.00106	0.00559	0.00890	0.01561
10.653	0.00006	0.00109	0.00572	0.00895	0.01582
10.896	0.00007	0.00113	0.00586	0.00902	0.01607
11.336	0.00008	0.00120	0.00613	0.00913	0.01653
11.845	0.00009	0.00128	0.00643	0.00925	0.01706

La Figura 5.3 muestra el comportamiento del inventario del ^{237}Np en un ciclo de combustible de uranio (núcleo UOX) obtenido en la simulación con SIMULATE-3 a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta los 11.845 GWd/TM, para los 112 combustibles frescos (0 Q en UOX), 112 combustibles con un quemado (1 Q en UOX), 112 combustibles con dos quemados (2 Q en UOX), 108 combustibles con tres quemados (3 Q en UOX) y el total de los 444 combustibles (Total en UOX).

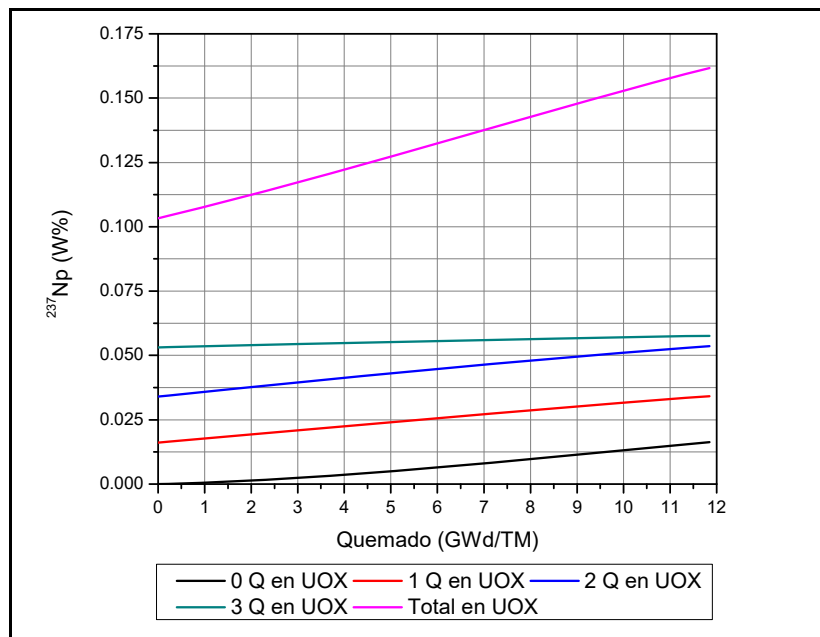


Figura 5.3. Inventario del ^{237}Np en el núcleo UOX.

Al inicio del ciclo (0 GWd/TM) se tiene 0.10329 W% de ^{237}Np debido a los combustibles que estuvieron en ciclos anteriores y a los 11.845 GWd/TM, es decir

al final del ciclo, se obtuvo 0.16166 W% de ^{237}Np , por lo que se tiene un incremento del 0.05837 W% de ^{237}Np .

El inventario del ^{241}Am en un ciclo de combustible de uranio (núcleo UOX) simulado con SIMULATE-3 con un quemado de 0 GWd/TM hasta los 11.845 GWd/TM, para los 112 combustibles frescos (0 Q en UOX), 112 combustibles con un quemado (1 Q en UOX), 112 combustibles con dos quemados (2 Q en UOX), 108 combustibles con tres quemados (3 Q en UOX) y el total de los 444 combustibles (Total en UOX) es mostrado en la Figura 5.4. Al inicio del ciclo hay 0.00982 W% de ^{241}Am debido a los combustibles que fueron utilizados en ciclos previos y al final del ciclo tenemos 0.0152 W% de ^{241}Am , es decir después de un quemado de 11.845 GWd/TM el ^{241}Am se incrementa 0.00238 W%.

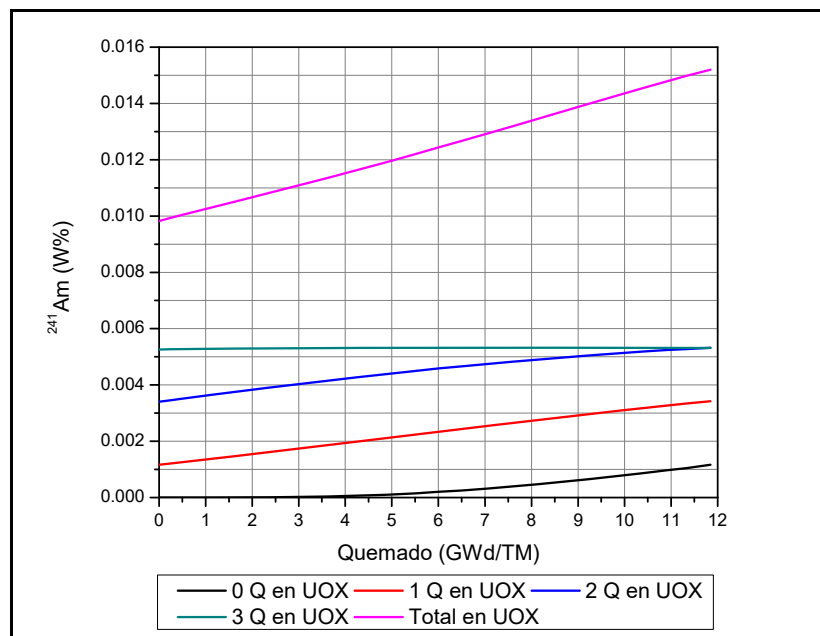


Figura 5.4. Inventario del ^{241}Am en el núcleo UOX.

La Figura 5.5 muestra el comportamiento del inventario del ^{242}Cm en un ciclo de combustible de uranio (núcleo UOX) obtenido en la simulación con SIMULATE-3 a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta los 11.845 GWd/TM, para los 112 combustibles frescos (0 Q en UOX), 112 combustibles con un quemado (1 Q en

UOX), 112 combustibles con dos quemados (2 Q en UOX), 108 combustibles con tres quemados (3 Q en UOX) y el total de los 444 combustibles (Total en UOX). Al inicio del ciclo hay 0.00299 W% de ^{242}Cm debido a los combustibles que fueron utilizados en ciclos previos y al final del ciclo tenemos 0.00518 W% de ^{242}Cm , es decir después de un quemado de 11.845 GWd/TM el ^{242}Cm se incrementa 0.00219 W%.

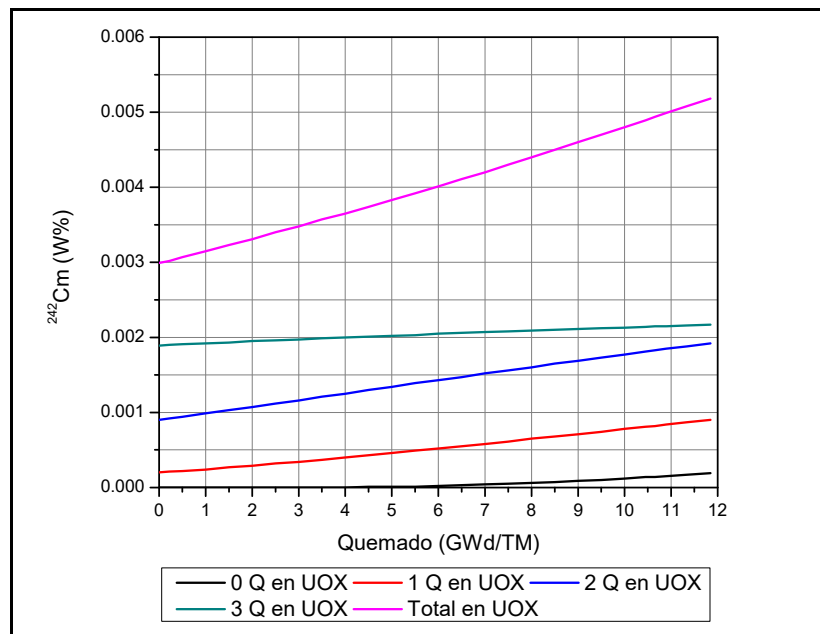


Figura 5.5. Inventario del ^{242}Cm en el núcleo UOX.

El inventario del ^{244}Cm en un ciclo de combustible de uranio (núcleo UOX) simulado con SIMULATE-3 con un quemado de 0 GWd/TM hasta los 11.845 GWd/TM, para los 112 combustibles frescos (0 Q en UOX), 112 combustibles con un quemado (1 Q en UOX), 112 combustibles con dos quemados (2 Q en UOX), 108 combustibles con tres quemados (3 Q en UOX) y el total de los 444 combustibles (Total en UOX) es mostrado en la Figura 5.6. Al inicio del ciclo (0 GWd/TM) se tiene 0.00761 W% de ^{244}Cm debido a los combustibles que estuvieron en ciclos anteriores y a los 11.845 GWd/TM, es decir al final del ciclo, se obtuvo 0.01706 W% de ^{244}Cm , por lo que se tiene un incremento del 0.00945 W% de ^{244}Cm .

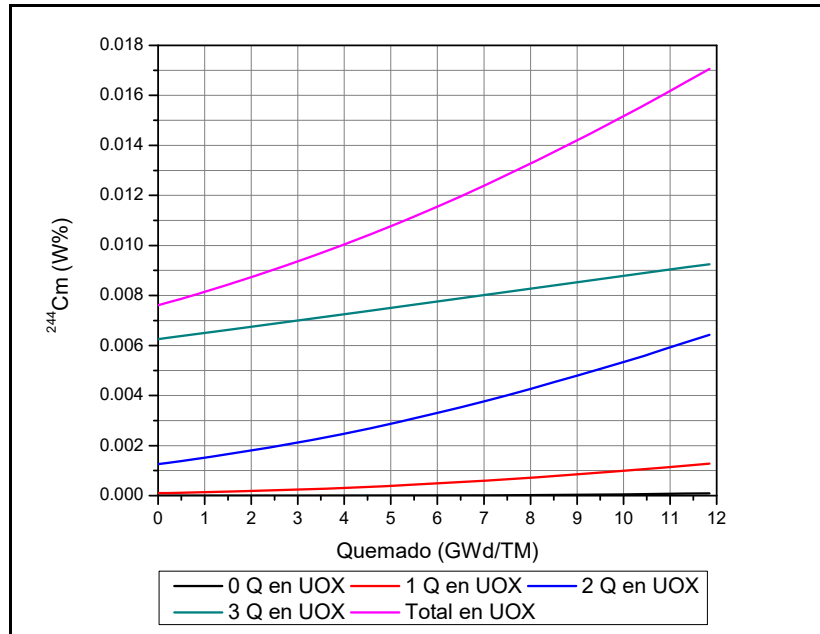


Figura 5.6. Inventario del ^{244}Cm en el núcleo UOX.

Normalmente el combustible nuclear es irradiado alrededor de cuatro ciclos en el núcleo del reactor, para después ser enfriado en la alberca de combustible del reactor, en la Tabla 5.6 se muestra el inventario de los AM (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm) que tendría un combustible de UOX después de haber pasado por el proceso de cuatro ciclos de irradiación en el reactor, con pasos de quemado de 0 hasta 46.857 GWd/TM.

Tabla 5.6. Inventario de AM (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm) para un combustible de UOX con cuatro ciclos de quemados (W%).

Quemado (GWd/TM)	^{237}Np	^{241}Am	^{242}Cm	^{244}Cm	TOTAL
0.000	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000
0.278	0.00011	0.00000	0.00000	0.00000	0.00011
0.631	0.00027	0.00000	0.00000	0.00000	0.00027
1.265	0.00060	0.00000	0.00000	0.00000	0.00060
1.904	0.00098	0.00000	0.00000	0.00000	0.00098
2.548	0.00141	0.00001	0.00000	0.00000	0.00142
3.198	0.00188	0.00001	0.00000	0.00000	0.00189
3.854	0.00240	0.00002	0.00000	0.00000	0.00242
4.517	0.00297	0.00003	0.00000	0.00000	0.00300
5.186	0.00358	0.00005	0.00000	0.00000	0.00363

Continuación Tabla 5.6

Quemado (GWd/TM)	²³⁷ Np	²⁴¹ Am	²⁴² Cm	²⁴⁴ Cm	TOTAL
5.864	0.00424	0.00008	0.00001	0.00000	0.00433
6.547	0.00494	0.00011	0.00001	0.00000	0.00506
7.238	0.00568	0.00015	0.00001	0.00000	0.00584
7.934	0.00645	0.00020	0.00002	0.00000	0.00667
8.632	0.00724	0.00025	0.00003	0.00001	0.00753
9.332	0.00805	0.00031	0.00004	0.00001	0.00841
10.035	0.00887	0.00038	0.00005	0.00001	0.00931
10.739	0.00971	0.00045	0.00006	0.00002	0.01024
11.445	0.01056	0.00053	0.00007	0.00002	0.01118
12.151	0.01142	0.00061	0.00009	0.00003	0.01215
12.857	0.01227	0.00070	0.00010	0.00004	0.01311
13.562	0.01314	0.00079	0.00012	0.00005	0.01410
14.196	0.01390	0.00087	0.00014	0.00006	0.01497
14.483	0.01427	0.00091	0.00014	0.00006	0.01538
14.826	0.01469	0.00096	0.00015	0.00007	0.01587
15.446	0.01545	0.00105	0.00017	0.00008	0.01675
16.163	0.01631	0.00116	0.00019	0.00009	0.01775
16.188	0.01616	0.00116	0.00020	0.00010	0.01762
16.431	0.01651	0.00120	0.00021	0.00010	0.01802
16.742	0.01695	0.00125	0.00022	0.00011	0.01853
17.295	0.01774	0.00134	0.00024	0.00013	0.01945
17.846	0.01853	0.00144	0.00027	0.00016	0.02040
18.394	0.01931	0.00154	0.00029	0.00018	0.02132
18.943	0.02010	0.00164	0.00032	0.00021	0.02227
19.488	0.02089	0.00174	0.00034	0.00024	0.02321
20.030	0.02168	0.00184	0.00037	0.00027	0.02416
20.569	0.02247	0.00194	0.00040	0.00031	0.02512
21.103	0.02326	0.00204	0.00043	0.00035	0.02608
21.633	0.02404	0.00214	0.00046	0.00039	0.02703
22.161	0.02482	0.00224	0.00049	0.00044	0.02799
22.686	0.02560	0.00234	0.00052	0.00049	0.02895
23.214	0.02639	0.00244	0.00055	0.00054	0.02992
23.740	0.02716	0.00253	0.00058	0.00059	0.03086
24.265	0.02793	0.00263	0.00061	0.00065	0.03182
24.789	0.02870	0.00273	0.00065	0.00072	0.03280
25.308	0.02944	0.00282	0.00068	0.00078	0.03372
25.827	0.03018	0.00292	0.00071	0.00085	0.03466
26.350	0.03091	0.00301	0.00074	0.00092	0.03558
26.872	0.03164	0.00310	0.00078	0.00099	0.03651
27.339	0.03226	0.00318	0.00081	0.00106	0.03731

Continuación Tabla 5.6

Quemado (GWd/TM)	²³⁷ Np	²⁴¹ Am	²⁴² Cm	²⁴⁴ Cm	TOTAL
27.551	0.03255	0.00322	0.00082	0.00109	0.03768
27.803	0.03289	0.00326	0.00084	0.00113	0.03812
28.262	0.03348	0.00334	0.00087	0.00120	0.03889
28.792	0.03414	0.00342	0.00090	0.00128	0.03974
28.804	0.03404	0.00340	0.00090	0.00126	0.03960
29.056	0.03445	0.00345	0.00092	0.00131	0.04013
29.382	0.03498	0.00351	0.00094	0.00138	0.04081
29.964	0.03591	0.00362	0.00099	0.00152	0.04204
30.545	0.03683	0.00373	0.00103	0.00166	0.04325
31.125	0.03775	0.00383	0.00107	0.00180	0.04445
31.699	0.03864	0.00393	0.00112	0.00196	0.04565
32.272	0.03953	0.00403	0.00116	0.00212	0.04684
32.844	0.04041	0.00413	0.00121	0.00229	0.04804
33.415	0.04129	0.00422	0.00125	0.00248	0.04924
33.988	0.04217	0.00431	0.00130	0.00267	0.05045
34.560	0.04305	0.00440	0.00134	0.00287	0.05166
35.131	0.04391	0.00449	0.00139	0.00309	0.05288
35.700	0.04477	0.00458	0.00143	0.00331	0.05409
36.264	0.04560	0.00466	0.00147	0.00353	0.05526
36.828	0.04641	0.00474	0.00152	0.00377	0.05644
37.391	0.04722	0.00481	0.00156	0.00401	0.05760
37.953	0.04801	0.00488	0.00160	0.00427	0.05876
38.519	0.04879	0.00495	0.00165	0.00453	0.05992
39.086	0.04957	0.00502	0.00169	0.00480	0.06108
39.646	0.05031	0.00508	0.00173	0.00507	0.06219
40.208	0.05104	0.00514	0.00177	0.00534	0.06329
40.717	0.05168	0.00519	0.00181	0.00559	0.06427
40.949	0.05198	0.00522	0.00183	0.00572	0.06475
41.225	0.05232	0.00524	0.00185	0.00586	0.06527
41.726	0.05293	0.00528	0.00188	0.00613	0.06622
42.304	0.05359	0.00532	0.00192	0.00643	0.06726
42.661	0.05377	0.00529	0.00193	0.00662	0.06761
42.878	0.05398	0.00529	0.00195	0.00675	0.06797
43.096	0.05420	0.00530	0.00196	0.00687	0.06833
43.311	0.05441	0.00530	0.00197	0.00700	0.06868
43.524	0.05462	0.00531	0.00199	0.00713	0.06905
43.734	0.05483	0.00531	0.00200	0.00726	0.06940
43.939	0.05502	0.00531	0.00201	0.00738	0.06972
44.142	0.05522	0.00532	0.00202	0.00751	0.07007
44.343	0.05541	0.00532	0.00203	0.00763	0.07039

Continuación Tabla 5.6

Quemado (GWd/TM)	²³⁷ Np	²⁴¹ Am	²⁴² Cm	²⁴⁴ Cm	TOTAL
44.541	0.05560	0.00532	0.00205	0.00776	0.07073
44.741	0.05579	0.00532	0.00206	0.00788	0.07105
44.941	0.05597	0.00532	0.00207	0.00801	0.07137
45.140	0.05616	0.00532	0.00208	0.00814	0.07170
45.339	0.05634	0.00532	0.00209	0.00827	0.07202
45.536	0.05652	0.00532	0.00210	0.00840	0.07234
45.733	0.05670	0.00532	0.00211	0.00853	0.07266
45.933	0.05688	0.00532	0.00212	0.00866	0.07298
46.133	0.05705	0.00532	0.00213	0.00879	0.07329
46.311	0.05720	0.00532	0.00214	0.00890	0.07356
46.391	0.05727	0.00532	0.00215	0.00895	0.07369
46.486	0.05735	0.00532	0.00215	0.00902	0.07384
46.658	0.05748	0.00531	0.00216	0.00913	0.07408
46.857	0.05764	0.00531	0.00217	0.00925	0.07437

El comportamiento del inventario de los AM (²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴²Cm y ²⁴⁴Cm), para un combustible de UOX con irradiación de cuatro ciclos en el reactor y con un quemado de descarga final de 46.857 GWd/TM es mostrado en la Figura 5.7.

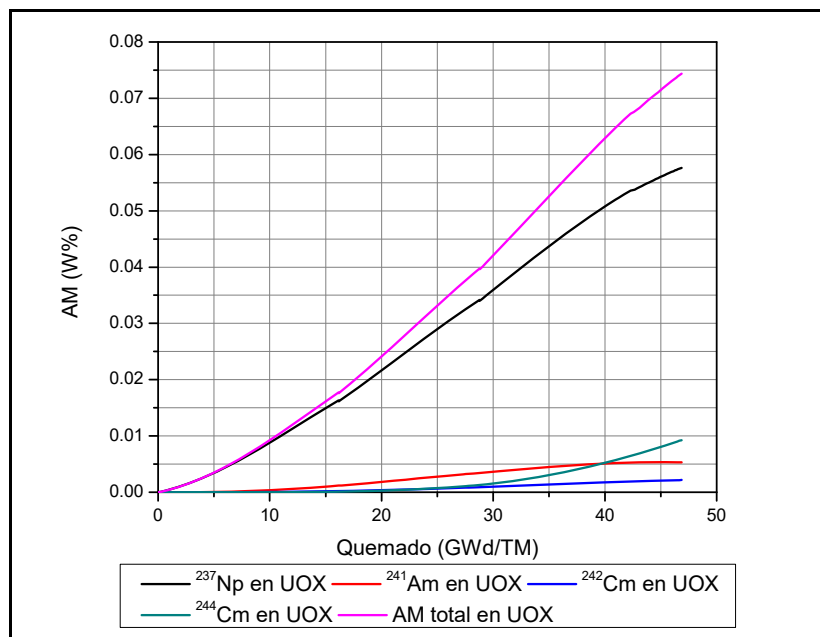


Figura 5.7. Comportamiento del inventario de AM (²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴²Cm y ²⁴⁴Cm) para un combustible de UOX con cuatro ciclos de quemados.

5.3 Núcleo con Actínidos Menores.

De los resultados obtenidos en la simulación de celdas de combustible con AM mostrados en el capítulo anterior (Tablas 4.29 y 4.30), se obtuvo que la mayor reducción de AM es en la celda UOX-01, por lo que es el combustible que se seleccionó para realizar las simulaciones de núcleo con AM. Antes de proceder a realizar la simulación de núcleo con AM, se realizaron tres simulaciones de celdas con AM. En la Tabla 5.7 se muestran los enriquecimientos de ^{235}U para las celdas de combustible representativas de cada caso de núcleo simulado, nuestro caso base UOX tiene un enriquecimiento promedio de 4.11% de ^{235}U . En todos los casos se sustituyeron cuatro barras de uranio por barras con 6% de AM. Para el caso de AM-I se sustituyeron las barras de uranio por barras con AM, obteniendo un enriquecimiento promedio de 3.95% de ^{235}U . En el caso AM-II se compensó el material fisible de tal manera que el enriquecimiento promedio de ^{235}U sea el mismo que el del caso base. Finalmente el caso AM-III se aumentó el enriquecimiento promedio a 4.33% de ^{235}U , con la finalidad de acercarnos lo más posible a nuestro caso base.

Tabla 5.7. Enriquecimiento de ^{235}U de las celdas representativas.

Tipo de barra	UOX (caso base)			AM-I		
	^{235}U (%)	#Barras	^{235}U por #Barras (%)	^{235}U (%)	#Barras	^{235}U por #Barras (%)
U	2.00	4	8.00	2.00	4	8.00
U	2.80	6	16.80	2.80	6	16.80
U	3.60	6	21.60	3.60	6	21.60
U	3.95	18	71.10	3.95	14	55.30
U	4.40	32	140.80	4.40	32	140.80
U	4.60	0	0.00	4.60	0	0.00
U	4.90	12	58.80	4.90	12	58.80
6%AM	0.25	0	0.00	0.25	4	1.00
5%G	4.40	5	22.00	4.40	5	22.00
4%G	4.40	7	30.80	4.40	7	30.80
4%G	3.95	2	7.90	3.95	2	7.90
Total	35.30	92	377.80	35.30	92	363.00
Enriquecimiento Promedio			4.11			3.95

Continuación Tabla 5.7.

Tipo de barra	AM-II			AM-III		
	²³⁵ U (%)	#Barras	²³⁵ U por #Barras (%)	²³⁵ U (%)	#Barras	²³⁵ U por #Barras (%)
U	3.00	4	12.00	3.00	4	12.00
U	3.40	6	20.40	3.80	6	22.80
U	3.80	6	22.80	4.60	6	27.60
U	3.95	14	55.30	4.40	14	61.60
U	4.40	0	0.00	4.40	0	0.00
U	4.60	32	147.20	4.80	32	153.60
U	4.90	12	58.80	4.90	12	58.80
6%AM	0.25	4	1.00	0.25	4	1.00
5%G	4.40	5	22.00	4.40	5	22.00
4%G	4.40	7	30.80	4.40	7	30.80
4%G	3.95	2	7.90	3.95	2	7.90
Total	41.05	92	378.20	42.90	92	398.10
Enriquecimiento Promedio			4.11			4.33

La siguiente gráfica (Figura 5.8) muestra las curvas del factor de multiplicación infinito, para cada una de las celdas representativas descritas en la Tabla 5.7. Los quemados establecidos son desde 0 hasta 70000 MWd/TU y la simulación fue realizada utilizando la herramienta de computo CASMO-4.

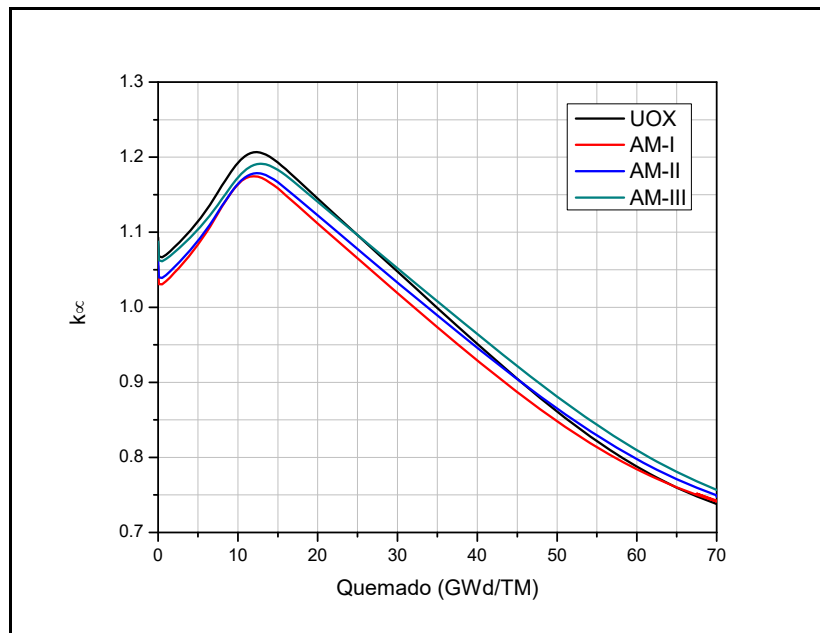


Figura 5.8. Valores de k_{∞} para las celdas representativas.

5.3.1 Simulación de Núcleo con Actínidos Menores.

La Tabla 5.8 muestra la cantidad de ensambles combustibles de uranio que se sustituyeron por ensambles combustibles con AM en las simulaciones, en una primera instancia se sustituyeron 36 ensambles, luego 40 y finalmente todo el núcleo, con la finalidad de estudiar el comportamiento neutrónico de los combustibles con AM.

Tabla 5.8. Número de combustibles sustituidos.

# Quemados	76 U + 36 AM		72 U + 40 AM		0 U + 112 AM	
	Uranio	AM	Uranio	AM	Uranio	AM
0 Quemado	76	36	72	40	0	112
1 Quemado	76	36	72	40	0	112
2 Quemado	76	36	72	40	0	112
3 Quemado	72	36	68	40	0	108
	300	144	284	160	0	444
Total	444		444		444	

5.3.2 Resultados de Núcleo con Actínidos Menores.

Los valores de k_{eff} obtenidos en las simulaciones realizadas con SIMULATE-3 de los núcleos con AM, a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta 11.845 GWd/TM, sin CRD y con CRD, son mostrados en las Tablas 5.9 y 5.10 respectivamente.

Tabla 5.9. Resultados de k_{eff} para los núcleos con AM sin CRD.

Burnup (GWd/TM)	36AM-I	36AM-II	112AM-II	36AM-III	40AM-III	112AM-III
0.22	1.00366	1.00672	0.99489	1.01261	1.01249	1.01107
0.50	1.00329	1.00632	0.99463	1.01209	1.01198	1.01052
1.00	1.00347	1.00645	0.99498	1.01206	1.01195	1.01044
1.50	1.00382	1.00676	0.99546	1.01221	1.01209	1.01052
2.00	1.00417	1.00709	0.99599	1.01239	1.01227	1.01067
2.50	1.00458	1.00744	0.99647	1.01258	1.01246	1.01076

Continuación Tabla 5.9.

Burnup (GWd/TM)	36AM-I	36AM-II	112AM-II	36AM-III	40AM-III	112AM-III
3.00	1.00502	1.00783	0.99701	1.01283	1.0127	1.01091
3.50	1.00556	1.00832	0.99759	1.01315	1.01302	1.01109
4.00	1.00616	1.00886	0.99820	1.01353	1.01339	1.01131
4.50	1.00682	1.00946	0.99886	1.01398	1.01383	1.01158
5.00	1.00749	1.01007	0.99951	1.01445	1.01429	1.01187
5.50	1.00807	1.01059	1.00011	1.01485	1.01469	1.01214
6.00	1.00853	1.01104	1.00059	1.01517	1.01500	1.01236
6.50	1.00889	1.01135	1.00099	1.01539	1.01522	1.01250
7.00	1.00915	1.01158	1.00132	1.01553	1.01536	1.01259
7.50	1.00931	1.01171	1.00153	1.01558	1.01542	1.01261
8.00	1.00919	1.01156	1.00154	1.01539	1.01524	1.01247
8.50	1.00877	1.01117	1.00133	1.01493	1.01483	1.01222
9.00	1.00783	1.01024	1.00077	1.01407	1.01400	1.01169
9.50	1.00622	1.00877	0.99973	1.01264	1.01263	1.01081
10.00	1.00401	1.00667	0.99811	1.01062	1.01064	1.00946
10.449	1.00137	1.00418	0.99613	1.00824	1.00831	1.00783
10.653	0.99975	1.00262	0.99485	1.00676	1.00685	1.00672
10.896	0.99812	1.00105	0.99352	1.00523	1.00532	1.00559
11.336	0.99448	0.99754	0.99053	1.00185	1.00198	1.00302
11.845	0.98947	0.99269	0.98625	0.99717	0.99734	0.99929

Tabla 5.10. Resultados de k_{eff} para los núcleos con AM con CRD.

Burnup (GWd/TM)	36AM-I	36AM-II	112AM-II	36AM-III	40AM-III	112AM-III
0.22	0.98626	0.98930	0.97753	0.99520	0.99510	0.99376
0.50	0.98422	0.98729	0.97553	0.99309	0.99296	0.99163
1.00	0.98561	0.98860	0.97689	0.99428	0.99416	0.99260
1.50	0.98606	0.98903	0.97753	0.99454	0.99440	0.99281
2.00	0.98618	0.98910	0.97777	0.99445	0.99430	0.99270
2.50	0.98655	0.98943	0.97834	0.99463	0.99449	0.99287
3.00	0.98680	0.98965	0.97882	0.99477	0.99466	0.99300
3.50	0.98699	0.98982	0.97907	0.99476	0.99464	0.99285
4.00	0.98719	0.98994	0.97931	0.99474	0.99463	0.99269
4.50	0.98754	0.99022	0.97965	0.99486	0.99473	0.99261
5.00	0.98832	0.99093	0.98026	0.99532	0.99513	0.99279
5.50	0.98873	0.99129	0.98067	0.99552	0.99535	0.99284
6.00	0.98923	0.99174	0.98123	0.99586	0.99567	0.99307
6.50	0.98950	0.99199	0.98157	0.99603	0.99583	0.99315
7.00	0.98917	0.99164	0.98139	0.99564	0.99550	0.99280

Continuación Tabla 5.10.

Burnup (GWd/TM)	36AM-I	36AM-II	112AM-II	36AM-III	40AM-III	112AM-III
7.50	0.98943	0.99188	0.98174	0.99580	0.99566	0.99293
8.00	0.98901	0.99145	0.98141	0.99530	0.99517	0.99243
8.50	0.98802	0.99045	0.98059	0.99425	0.99415	0.99150
9.00	0.98783	0.99024	0.98051	0.99398	0.99386	0.99137
9.50	0.98698	0.98941	0.98003	0.99317	0.99309	0.99095
10.00	0.98673	0.98930	0.98046	0.99316	0.99315	0.99150
10.449	0.98610	0.98876	0.98018	0.99272	0.99274	0.99140
10.653	0.98867	0.99143	0.98325	0.99541	0.99546	0.99484
10.896	0.98850	0.99140	0.98353	0.99549	0.99556	0.99547
11.336	0.99047	0.99343	0.98582	0.99756	0.99766	0.99792
11.845	0.99095	0.99406	0.98694	0.99837	0.99849	0.99944

El comportamiento de k_{eff} para los núcleos con AM simulados sin CRD y con CRD se muestra en las Figuras 5.9 y 5.10 respectivamente.

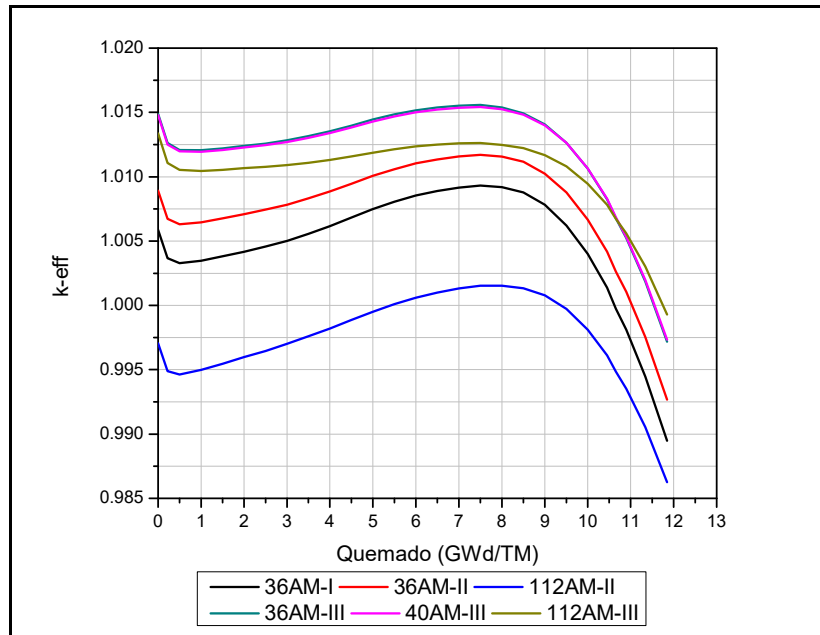


Figura 5.9. Comportamiento de k_{eff} para los núcleos de AM sin CRD.

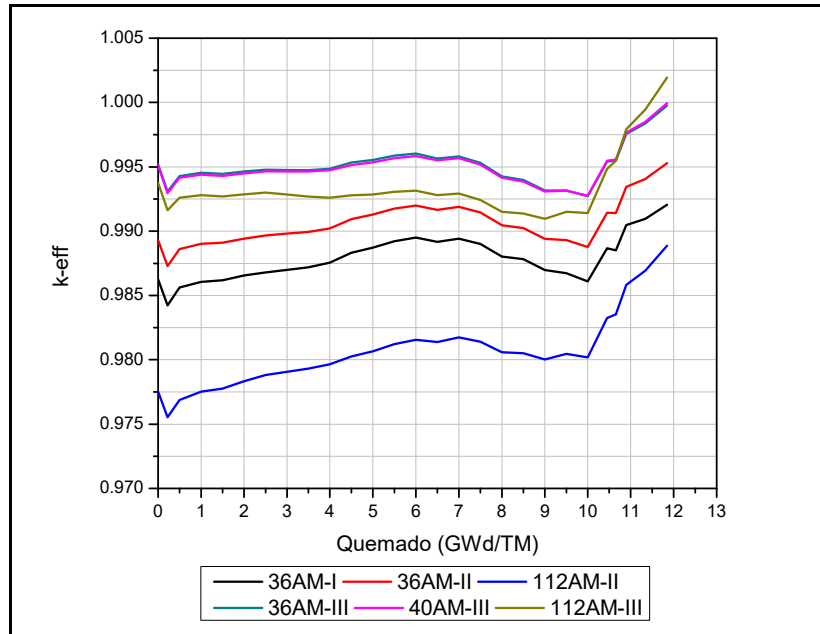


Figura 5.10. Comportamiento de k_{eff} para los núcleos de AM con CRD.

De los resultados mostrados en las Tablas 5.9 y 5.10 y Figuras 5.9 y 5.10 podemos notar que la simulación de 112AM-III es la simulación con mejores resultados debido a que todo el combustible contiene AM, entonces es donde mayor reducción de AM abra y los valores de k_{eff} sin CRD están por encima del valor crítico. Los inventarios de los AM (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm) para el núcleo 112AM-III son mostrados en las Tablas 5.11, 5.12, 5.13 y 5.14 respectivamente, a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta los 11.845 GWd/TM, para 112 combustibles son frescos (0 Q), 112 combustibles tienen un quemado (1 Q), 112 combustibles con dos quemados (2 Q) y 108 combustibles con 3 quemados (3 Q), al inicio de la simulación, de forma similar a nuestro caso de referencia UOX.

Tabla 5.11. Inventario del ^{237}Np en el núcleo 112AM-III (W%).

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
0	0.19700	0.15325	0.13625	0.12517	0.61167
0.22	0.19600	0.15289	0.13611	0.12513	0.61013
0.50	0.19454	0.15225	0.13568	0.12509	0.60756
1.00	0.19221	0.15134	0.13513	0.12489	0.60357
1.50	0.18936	0.15054	0.13454	0.12467	0.59910

Continuación Tabla 5.11.

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
2.00	0.18704	0.14964	0.13418	0.12441	0.59526
2.50	0.18482	0.14882	0.13355	0.12430	0.59149
3.00	0.18257	0.14809	0.13286	0.12417	0.58768
3.50	0.18054	0.14718	0.13254	0.12407	0.58432
4.00	0.17839	0.14659	0.13195	0.12391	0.58084
4.50	0.17625	0.14582	0.13154	0.12381	0.57742
5.00	0.17446	0.14489	0.13095	0.12356	0.57386
5.50	0.17246	0.14439	0.13057	0.12339	0.57082
6.00	0.17054	0.14364	0.13000	0.12317	0.56735
6.50	0.16893	0.14304	0.12957	0.12306	0.56459
7.00	0.16718	0.14221	0.12918	0.12294	0.56152
7.50	0.16532	0.14175	0.12864	0.12283	0.55855
8.00	0.16379	0.14100	0.12827	0.12267	0.55572
8.50	0.16218	0.14029	0.12768	0.12239	0.55253
9.00	0.16064	0.13989	0.12729	0.12226	0.55008
9.50	0.15932	0.13911	0.12704	0.12217	0.54763
10.00	0.15763	0.13845	0.12634	0.12202	0.54443
10.449	0.15654	0.13796	0.12614	0.12189	0.54253
10.653	0.15604	0.13789	0.12607	0.12180	0.54180
10.896	0.15532	0.13739	0.12577	0.12167	0.54015
11.336	0.15432	0.13696	0.12521	0.12159	0.53809
11.845	0.15286	0.13630	0.12504	0.12144	0.53564

Tabla 5.12. Inventario del ²⁴¹Am en el núcleo 112AM-III (W%).

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
0	0.02071	0.00811	0.00664	0.00709	0.04255
0.22	0.02028	0.00805	0.00665	0.00709	0.04207
0.50	0.01976	0.00797	0.00665	0.00709	0.04148
1.00	0.01887	0.00784	0.00666	0.00709	0.04047
1.50	0.01799	0.00772	0.00668	0.00709	0.03948
2.00	0.01717	0.00761	0.00669	0.00709	0.03857
2.50	0.01640	0.00751	0.00671	0.00709	0.03771
3.00	0.01566	0.00742	0.00672	0.00710	0.03690
3.50	0.01497	0.00733	0.00674	0.00709	0.03614
4.00	0.01431	0.00725	0.00676	0.00709	0.03542
4.50	0.01369	0.00718	0.00678	0.00709	0.03475
5.00	0.01311	0.00712	0.00681	0.00709	0.03413
5.50	0.01257	0.00706	0.00683	0.00709	0.03355

Continuación Tabla 5.12.

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
6.00	0.01206	0.00701	0.00686	0.00708	0.03301
6.50	0.01158	0.00696	0.00688	0.00708	0.03250
7.00	0.01113	0.00692	0.00690	0.00708	0.03203
7.50	0.01071	0.00688	0.00693	0.00707	0.03160
8.00	0.01032	0.00685	0.00695	0.00707	0.03119
8.50	0.00995	0.00681	0.00698	0.00707	0.03080
9.00	0.00960	0.00678	0.00700	0.00707	0.03045
9.50	0.00927	0.00676	0.00702	0.00706	0.03011
10.00	0.00897	0.00673	0.00705	0.00706	0.02980
10.449	0.00871	0.00671	0.00706	0.00705	0.02953
10.653	0.00860	0.00670	0.00707	0.00705	0.02942
10.896	0.00847	0.00669	0.00708	0.00705	0.02929
11.336	0.00825	0.00667	0.00709	0.00704	0.02906
11.845	0.00802	0.00665	0.00711	0.00703	0.02881

Tabla 5.13. Inventario del ²⁴²Cm en el núcleo 112AM-III (W%).

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
0	0.00000	0.00264	0.00215	0.00247	0.00726
0.22	0.00031	0.00263	0.00215	0.00247	0.00755
0.50	0.00063	0.00261	0.00215	0.00248	0.00786
1.00	0.00115	0.00257	0.00215	0.00249	0.00836
1.50	0.00164	0.00253	0.00216	0.00250	0.00882
2.00	0.00201	0.00250	0.00217	0.00250	0.00918
2.50	0.00232	0.00246	0.00217	0.00251	0.00946
3.00	0.00255	0.00243	0.00218	0.00252	0.00969
3.50	0.00274	0.00240	0.00219	0.00253	0.00986
4.00	0.00288	0.00238	0.00220	0.00253	0.00999
4.50	0.00298	0.00235	0.00222	0.00254	0.01009
5.00	0.00305	0.00233	0.00223	0.00255	0.01015
5.50	0.00309	0.00231	0.00225	0.00256	0.01019
6.00	0.00310	0.00229	0.00226	0.00256	0.01021
6.50	0.00310	0.00227	0.00228	0.00257	0.01022
7.00	0.00309	0.00225	0.00229	0.00258	0.01021
7.50	0.00307	0.00224	0.00231	0.00258	0.01020
8.00	0.00303	0.00222	0.00233	0.00259	0.01018
8.50	0.00299	0.00221	0.00235	0.00260	0.01015
9.00	0.00295	0.00220	0.00237	0.00261	0.01012
9.50	0.00290	0.00218	0.00239	0.00261	0.01008

Continuación Tabla 5.13.

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
10.00	0.00285	0.00217	0.00240	0.00262	0.01005
10.449	0.00280	0.00217	0.00242	0.00263	0.01001
10.653	0.00277	0.00216	0.00243	0.00263	0.00999
10.896	0.00275	0.00216	0.00244	0.00263	0.00997
11.336	0.00270	0.00215	0.00246	0.00264	0.00994
11.845	0.00264	0.00214	0.00248	0.00264	0.00990

Tabla 5.14. Inventario del ²⁴⁴Cm en el núcleo 112AM-III (W%).

Quemado (GW d/TM)	0 Q (112Comb.)	1 Q (112Comb.)	2 Q (112Comb.)	3 Q (108Comb.)	TOTAL (444Comb.)
0	0.02918	0.02310	0.02036	0.02143	0.09407
0.22	0.02905	0.02303	0.02033	0.02146	0.09387
0.50	0.02890	0.02294	0.02030	0.02150	0.09363
1.00	0.02861	0.02278	0.02025	0.02158	0.09322
1.50	0.02833	0.02262	0.02021	0.02165	0.09281
2.00	0.02806	0.02246	0.02018	0.02172	0.09242
2.50	0.02778	0.02231	0.02015	0.02180	0.09204
3.00	0.02750	0.02217	0.02014	0.02188	0.09168
3.50	0.02723	0.02203	0.02013	0.02196	0.09134
4.00	0.02695	0.02189	0.02014	0.02204	0.09102
4.50	0.02668	0.02176	0.02015	0.02212	0.09071
5.00	0.02641	0.02163	0.02018	0.02220	0.09042
5.50	0.02614	0.02151	0.02022	0.02228	0.09014
6.00	0.02588	0.02139	0.02026	0.02236	0.08989
6.50	0.02562	0.02128	0.02032	0.02244	0.08965
7.00	0.02536	0.02117	0.02038	0.02253	0.08943
7.50	0.02510	0.02106	0.02045	0.02261	0.08923
8.00	0.02485	0.02096	0.02054	0.02270	0.08905
8.50	0.02460	0.02087	0.02063	0.02279	0.08888
9.00	0.02435	0.02078	0.02073	0.02287	0.08873
9.50	0.02411	0.02069	0.02084	0.02296	0.08860
10.00	0.02387	0.02061	0.02095	0.02305	0.08848
10.449	0.02367	0.02054	0.02106	0.02312	0.08839
10.653	0.02357	0.02051	0.02111	0.02316	0.08835
10.896	0.02346	0.02047	0.02118	0.02320	0.08831
11.336	0.02327	0.02042	0.02130	0.02327	0.08826
11.845	0.02306	0.02036	0.02145	0.02335	0.08822

La Figura 5.11 muestra el comportamiento del inventario del ^{237}Np en un ciclo de combustible de uranio con AM (núcleo 112AM-III) obtenido en la simulación con SIMULATE-3 a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta los 11.845 GWd/TM, para los 112 combustibles frescos (0 Q en 112AM-III), 112 combustibles con un quemado (1 Q en 112AM-III), 112 combustibles con dos quemados (2 Q en 112AM-III), 108 combustibles con tres quemados (3 Q en 112AM-III) y el total de los 444 combustibles (Total en 112AM-III). Debido a que los combustibles contiene AM y a los combustibles que estuvieron en ciclos anteriores al inicio del ciclo (0 GWd/TM) se tiene 0.61167 W% de ^{237}Np y a los 11.845 GWd/TM, es decir al final del ciclo, se obtuvo 0.53564 W% de ^{237}Np , por lo que se tiene una disminución del 0.07603 W% de ^{237}Np .

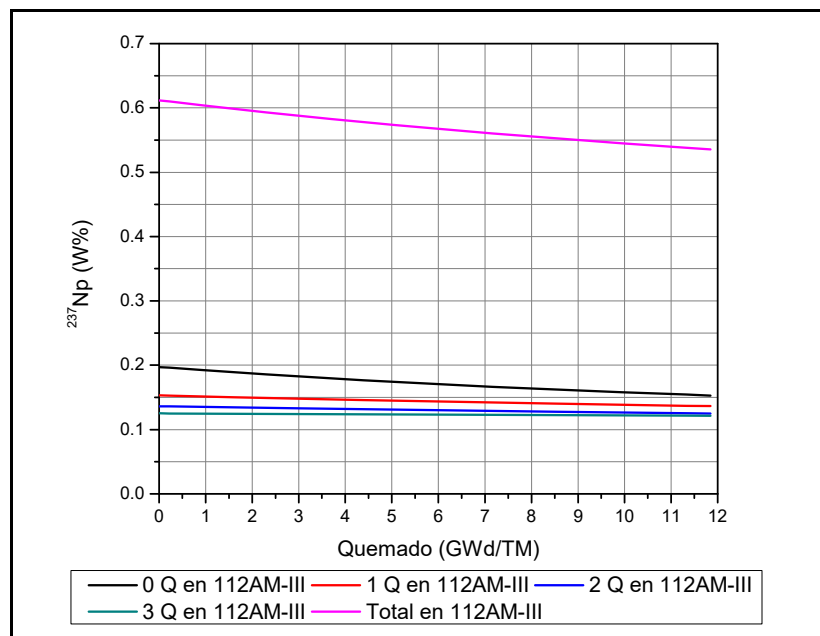


Figura 5.11. Inventario del ^{237}Np en el núcleo 112AM-III.

El inventario del ^{241}Am en un ciclo de combustible de uranio con AM (núcleo 112AM-III) simulado con SIMULATE-3 con un quemado de 0 GWd/TM hasta los 11.845 GWd/TM, para los 112 combustibles frescos (0 Q en 112AM-III), 112

combustibles con un quemado (1 Q en 112AM-III), 112 combustibles con dos quemados (2 Q en 112AM-III), 108 combustibles con tres quemados (3 Q en 112AM-III) y el total de los 444 combustibles (Total en 112AM-III) es mostrado en la Figura 5.12. Al inicio del ciclo hay 0.04255 W% de ^{241}Am debido a los combustibles que fueron utilizados en ciclos previos y a que los combustibles contienen AM, al final del ciclo tenemos 0.02881 W% de ^{241}Am , es decir después de un quemado de 11.845 GWd/TM el ^{241}Am se reduce 0.01374 W%.

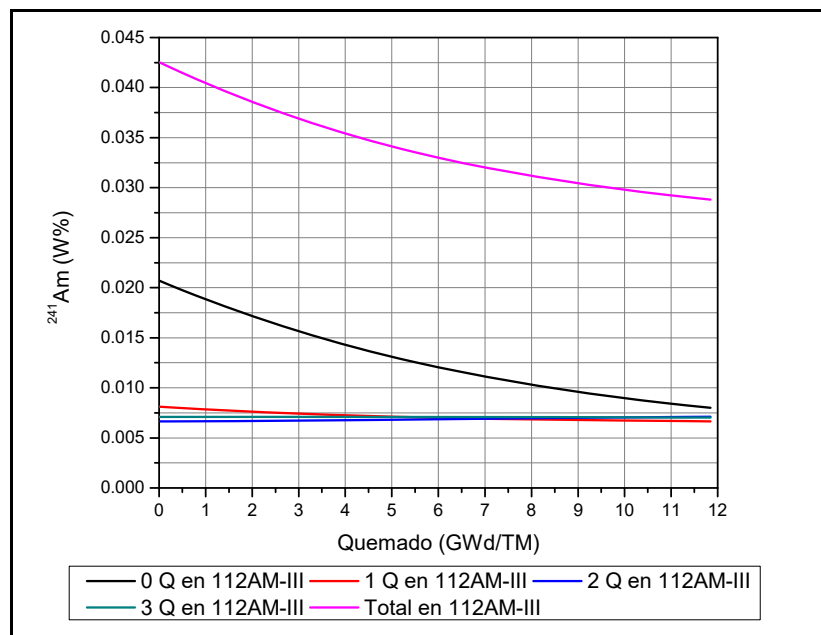


Figura 5.12. Inventario del ^{241}Am en el núcleo 112AM-III.

La Figura 5.13 muestra el comportamiento del inventario del ^{242}Cm en un ciclo de combustible de uranio (núcleo 112AM-III) obtenido en la simulación con SIMULATE-3 a distintos pasos de quemado, desde 0 hasta los 11.845 GWd/TM, para los 112 combustibles frescos (0 Q en 112AM-III), 112 combustibles con un quemado (1 Q en 112AM-III), 112 combustibles con dos quemados (2 Q en UOX), 108 combustibles con tres quemados (3 Q en 112AM-III) y el total de los 444 combustibles (Total en 112AM-III). Debido a los combustibles que contienen AM y

a los que fueron utilizados en ciclos previos, al inicio del ciclos hay 0.00726 W% de ^{242}Cm y al final del ciclo tenemos 0.0099 W% de ^{242}Cm , es decir después de un quemado de 11.845 GWd/TM el ^{242}Cm se incrementa 0.00264 W%.

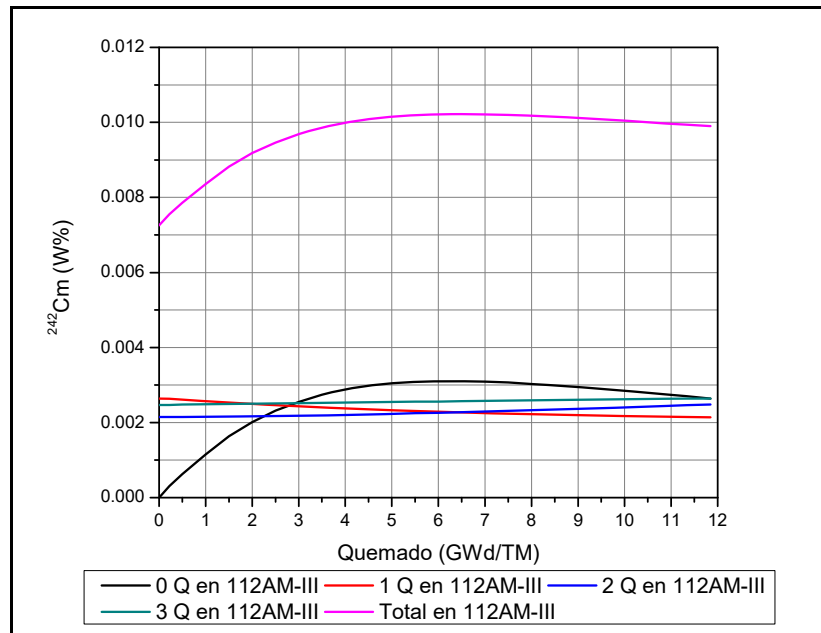


Figura 5.13. Inventario del ^{242}Cm en el núcleo 112AM-III.

El inventario del ^{244}Cm en un ciclo de combustible de uranio (núcleo 112AM-III) simulado con SIMULATE-3 con un quemado de 0 GWd/TM hasta los 11.845 GWd/TM, para los 112 combustibles frescos (0 Q en 112AM-III), 112 combustibles con un quemado (1 Q en 112AM-III), 112 combustibles con dos quemados (2 Q en 112AM-III), 108 combustibles con tres quemados (3 Q en 112AM-III) y el total de los 444 combustibles (Total en 112AM-III) es mostrado en la Figura 5.14. Al inicio del ciclo (0 GWd/TM) se tiene 0.09407 W% de ^{244}Cm debido a los combustibles que estuvieron en ciclos anteriores y a los 11.845 GWd/TM, es decir al final del ciclo, se obtuvo 0.08822 W% de ^{244}Cm , por lo que se tiene un reducción del 0.00585 W% de ^{244}Cm .

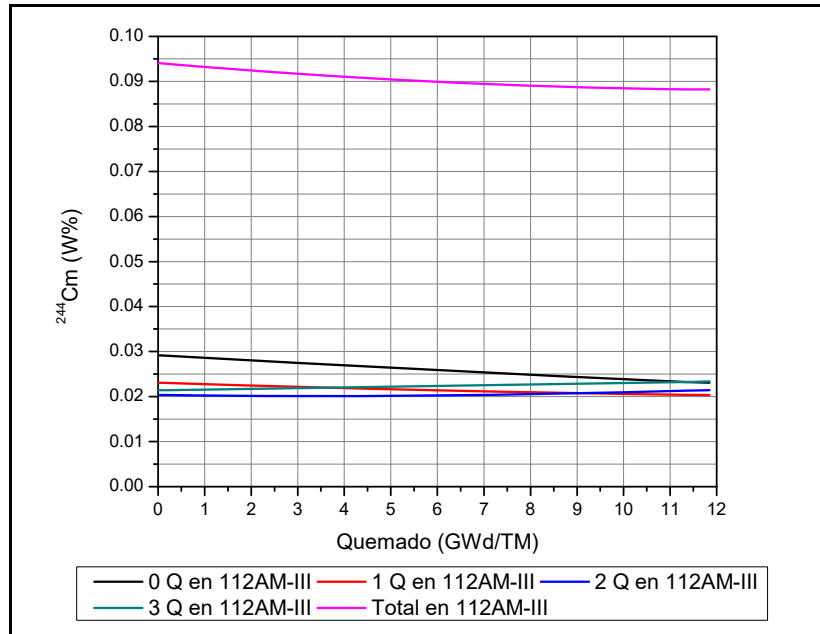


Figura 5.14. Inventario del ^{244}Cm en el núcleo 112AM-III.

De forma similar que el caso del combustible UOX la Tabla 5.15 muestra el inventario de los AM (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm) que tendría un combustible con AM después de haber pasado por el proceso de cuatro ciclos de irradiación en el reactor, con pasos de quemado de 0 hasta 46.857 GWd/TM.

Tabla 5.15. Inventario de AM (^{237}Np , ^{241}Am , ^{242}Cm y ^{244}Cm) para un combustible con AM después de cuatro ciclos de irradiación (W%).

Quemado (GWd/TM)	^{237}Np	^{241}Am	^{242}Cm	^{244}Cm	TOTAL
0.000	0.19700	0.02071	0.00000	0.02918	0.24689
0.278	0.19600	0.02028	0.00031	0.02905	0.24564
0.631	0.19454	0.01976	0.00063	0.02890	0.24383
1.265	0.19221	0.01887	0.00115	0.02861	0.24084
1.904	0.18936	0.01799	0.00164	0.02833	0.23732
2.548	0.18704	0.01717	0.00201	0.02806	0.23428
3.198	0.18482	0.01640	0.00232	0.02778	0.23132
3.854	0.18257	0.01566	0.00255	0.02750	0.22828
4.517	0.18054	0.01497	0.00274	0.02723	0.22548
5.186	0.17839	0.01431	0.00288	0.02695	0.22253
5.864	0.17625	0.01369	0.00298	0.02668	0.21960
6.547	0.17446	0.01311	0.00305	0.02641	0.21703

Continuación Tabla 5.15.

Quemado (GWd/TM)	²³⁷ Np	²⁴¹ Am	²⁴² Cm	²⁴⁴ Cm	TOTAL
7.238	0.17246	0.01257	0.00309	0.02614	0.21426
7.934	0.17054	0.01206	0.00310	0.02588	0.21158
8.632	0.16893	0.01158	0.00310	0.02562	0.20923
9.332	0.16718	0.01113	0.00309	0.02536	0.20676
10.035	0.16532	0.01071	0.00307	0.02510	0.20420
10.739	0.16379	0.01032	0.00303	0.02485	0.20199
11.445	0.16218	0.00995	0.00299	0.02460	0.19972
12.151	0.16064	0.00960	0.00295	0.02435	0.19754
12.857	0.15932	0.00927	0.00290	0.02411	0.19560
13.562	0.15763	0.00897	0.00285	0.02387	0.19332
14.196	0.15654	0.00871	0.00280	0.02367	0.19172
14.483	0.15604	0.00860	0.00277	0.02357	0.19098
14.826	0.15532	0.00847	0.00275	0.02346	0.19000
15.446	0.15432	0.00825	0.00270	0.02327	0.18854
16.163	0.15286	0.00802	0.00264	0.02306	0.18658
16.188	0.15325	0.00811	0.00264	0.02310	0.18710
16.431	0.15289	0.00805	0.00263	0.02303	0.18660
16.742	0.15225	0.00797	0.00261	0.02294	0.18577
17.295	0.15134	0.00784	0.00257	0.02278	0.18453
17.846	0.15054	0.00772	0.00253	0.02262	0.18341
18.394	0.14964	0.00761	0.00250	0.02246	0.18221
18.943	0.14882	0.00751	0.00246	0.02231	0.18110
19.488	0.14809	0.00742	0.00243	0.02217	0.18011
20.030	0.14718	0.00733	0.00240	0.02203	0.17894
20.569	0.14659	0.00725	0.00238	0.02189	0.17811
21.103	0.14582	0.00718	0.00235	0.02176	0.17711
21.633	0.14489	0.00712	0.00233	0.02163	0.17597
22.161	0.14439	0.00706	0.00231	0.02151	0.17527
22.686	0.14364	0.00701	0.00229	0.02139	0.17433
23.214	0.14304	0.00696	0.00227	0.02128	0.17355
23.740	0.14221	0.00692	0.00225	0.02117	0.17255
24.265	0.14175	0.00688	0.00224	0.02106	0.17193
24.789	0.14100	0.00685	0.00222	0.02096	0.17103
25.308	0.14029	0.00681	0.00221	0.02087	0.17018
25.827	0.13989	0.00678	0.00220	0.02078	0.16965
26.350	0.13911	0.00676	0.00218	0.02069	0.16874
26.872	0.13845	0.00673	0.00217	0.02061	0.16796
27.339	0.13796	0.00671	0.00217	0.02054	0.16738
27.551	0.13789	0.00670	0.00216	0.02051	0.16726
27.803	0.13739	0.00669	0.00216	0.02047	0.16671

Continuación Tabla 5.15.

Quemado (GWd/TM)	²³⁷ Np	²⁴¹ Am	²⁴² Cm	²⁴⁴ Cm	TOTAL
28.262	0.13696	0.00667	0.00215	0.02042	0.16620
28.792	0.13630	0.00665	0.00214	0.02036	0.16545
28.804	0.13625	0.00664	0.00215	0.02036	0.16540
29.056	0.13611	0.00665	0.00215	0.02033	0.16524
29.382	0.13568	0.00665	0.00215	0.02030	0.16478
29.964	0.13513	0.00666	0.00215	0.02025	0.16419
30.545	0.13454	0.00668	0.00216	0.02021	0.16359
31.125	0.13418	0.00669	0.00217	0.02018	0.16322
31.699	0.13355	0.00671	0.00217	0.02015	0.16258
32.272	0.13286	0.00672	0.00218	0.02014	0.16190
32.844	0.13254	0.00674	0.00219	0.02013	0.16160
33.415	0.13195	0.00676	0.00220	0.02014	0.16105
33.988	0.13154	0.00678	0.00222	0.02015	0.16069
34.560	0.13095	0.00681	0.00223	0.02018	0.16017
35.131	0.13057	0.00683	0.00225	0.02022	0.15987
35.700	0.13000	0.00686	0.00226	0.02026	0.15938
36.264	0.12957	0.00688	0.00228	0.02032	0.15905
36.828	0.12918	0.00690	0.00229	0.02038	0.15875
37.391	0.12864	0.00693	0.00231	0.02045	0.15833
37.953	0.12827	0.00695	0.00233	0.02054	0.15809
38.519	0.12768	0.00698	0.00235	0.02063	0.15764
39.086	0.12729	0.00700	0.00237	0.02073	0.15739
39.646	0.12704	0.00702	0.00239	0.02084	0.15729
40.208	0.12634	0.00705	0.00240	0.02095	0.15674
40.717	0.12614	0.00706	0.00242	0.02106	0.15668
40.949	0.12607	0.00707	0.00243	0.02111	0.15668
41.225	0.12577	0.00708	0.00244	0.02118	0.15647
41.726	0.12521	0.00709	0.00246	0.02130	0.15606
42.304	0.12489	0.00709	0.00249	0.02158	0.15605
42.661	0.12467	0.00709	0.00250	0.02165	0.15591
42.878	0.12441	0.00709	0.00250	0.02172	0.15572
43.096	0.12430	0.00709	0.00251	0.02180	0.15570
43.311	0.12417	0.00710	0.00252	0.02188	0.15567
43.524	0.12407	0.00709	0.00253	0.02196	0.15565
43.734	0.12391	0.00709	0.00253	0.02204	0.15557
43.939	0.12381	0.00709	0.00254	0.02212	0.15556
44.142	0.12356	0.00709	0.00255	0.02220	0.15540
44.343	0.12339	0.00709	0.00256	0.02228	0.15532
44.541	0.12317	0.00708	0.00256	0.02236	0.15517
44.741	0.12306	0.00708	0.00257	0.02244	0.15515

Continuación Tabla 5.15.

Quemado (GWd/TM)	²³⁷ Np	²⁴¹ Am	²⁴² Cm	²⁴⁴ Cm	TOTAL
44.941	0.12294	0.00708	0.00258	0.02253	0.15513
45.140	0.12283	0.00707	0.00258	0.02261	0.15509
45.339	0.12267	0.00707	0.00259	0.02270	0.15503
45.536	0.12239	0.00707	0.00260	0.02279	0.15485
45.733	0.12226	0.00707	0.00261	0.02287	0.15481
45.933	0.12217	0.00706	0.00261	0.02296	0.15480
46.133	0.12202	0.00706	0.00262	0.02305	0.15475
46.311	0.12189	0.00705	0.00263	0.02312	0.15469
46.391	0.12180	0.00705	0.00263	0.02316	0.15464
46.486	0.12167	0.00705	0.00263	0.02320	0.15455
46.658	0.12159	0.00704	0.00264	0.02327	0.15454
46.857	0.12144	0.00703	0.00264	0.02335	0.15446

El comportamiento del inventario de los AM (²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴²Cm y ²⁴⁴Cm), para un combustible con AM después de cuatro ciclos en el reactor y con un quemado de descarga final de 46.857 GWd/TM es mostrado en la Figura 5.15.

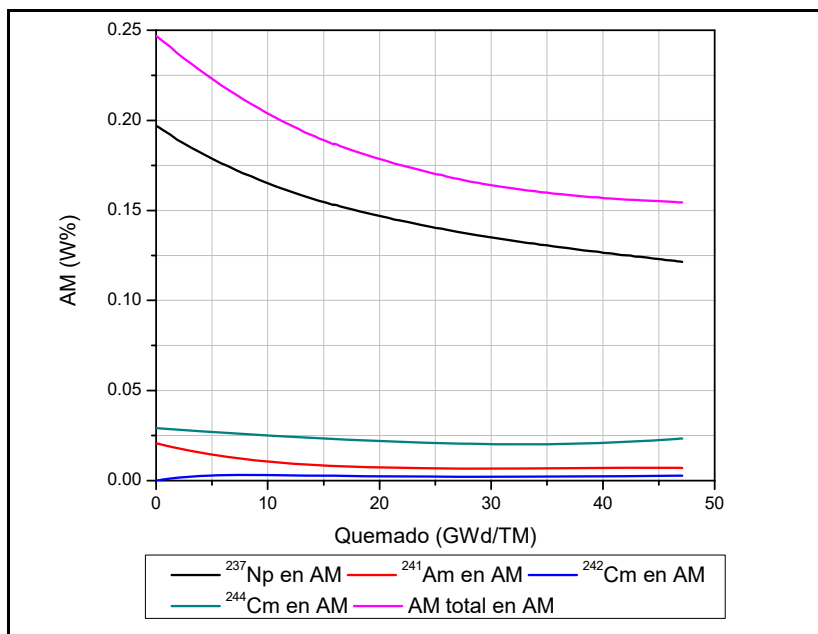


Figura 5.15. Comportamiento del inventario de AM (²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴²Cm y ²⁴⁴Cm) para un combustible con AM después de cuatro ciclos de irradiación.

5.4 Longitud del Ciclo y Margen de Apagado.

La longitud del ciclo puede ser expresada de acuerdo a tres variables:

- El quemado del ciclo reportado comúnmente en GWd/TM, que es una medida de cuanta energía se extrajo por cada tonelada de uranio.
- El tiempo (en días u horas) para que el reactor alcance dicho quemado.
- El valor de k_{eff} correspondiente al quemado o tiempo de duración del ciclo.

Las tres cantidades son equivalentes y SIMULATE-3 las reporta. La Tabla 5.16 muestra la longitud del ciclo en días (EFPD de sus siglas en inglés Effective Full Power Days) y en horas (EFPH de sus siglas en inglés Effective Full Power Hours) para los quemados de 11.336 GWd/TM y 11.845 GWd/TM, además de los valores de k_{eff} sin CRD y con CRD de los núcleos de combustible de uranio (UOX) y combustible con AM (112AM-III).

Tabla 5.16. Longitud del ciclo UOX vs 112AM-III.

Núcleo	UOX		112AM-III	
Quemado (GWd/MT)	11.336	11.845	11.336	11.845
k_{eff} sin CRD	1.00129	0.99614	1.00302	0.99929
k_{eff} con CRD	0.99777	0.99873	0.99944	1.00194
EFPD	451.3	471.6	451.3	471.6
EFPH	10832.3	11318.7	10832.3	11318.7

El margen de apagado (SDM de sus siglas en inglés ShutDown Margin) se refiere a una situación hipotética, en la que se supone necesario apagar el reactor introduciendo las barras de control inmediatamente. Si la barra de control que está en la cercanía de los combustibles con mayor uranio, se quedara atascada y no pudiera introducirse al reactor, debe garantizarse que el reactor no permanecerá en una situación insegura. La situación sería más grave si el reactor estuviera a temperatura ambiente y también bajo esa suposición debe ser seguro el reactor.

El cálculo del margen de apagado debe ser mayor al uno por ciento de Δk ($SDM > \Delta k$) y se hace simulando la geometría completa del reactor. Se ejecuta SIMULATE-3 bajo condiciones frías con todas las barras de control dentro excepto una. Luego se repite la ejecución para cada una de las 110 barras de control restantes. Después de cada ejecución se almacena el valor de k_{eff} , finalmente la barra de control más reactiva es la que tiene el mayor valor de k_{eff} . Esto se debe repetir a lo largo de todas las subdivisiones del ciclo. La Figura 5.16 muestra el cálculo del margen de apagado para los núcleos de uranio (UOX) y de AM (112AM-III).

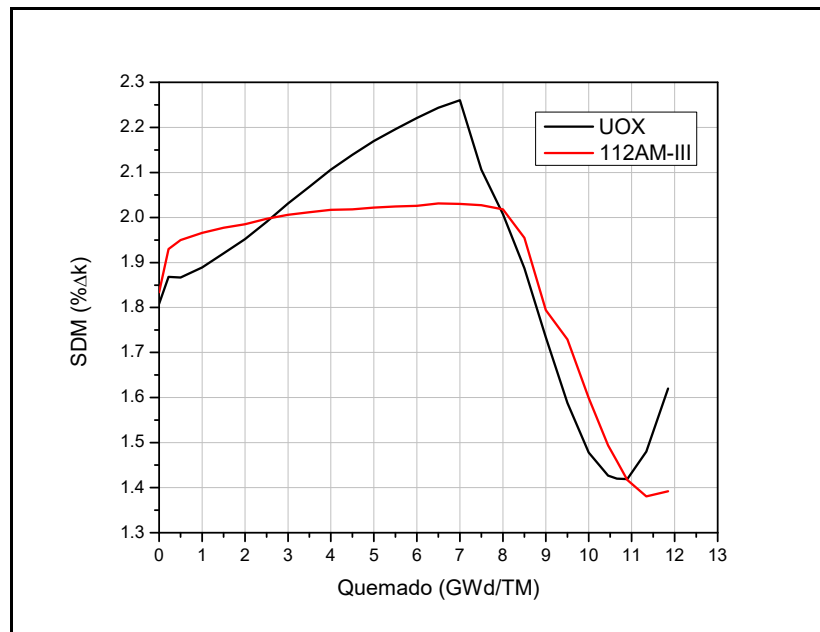


Figura 5.16. Comportamiento del margen de apagado UOX vs 112AM-III.

5.5 Reducción de Actínidos Menores.

La Tabla 5.17 muestra el incremento de AM que hay en los combustibles al inicio y final de un ciclo, para el combustible fresco (0 Quemado, 112 combustibles de UOX) se tendrá un incremento de 0.01775% de AM al final del ciclo, el caso de combustible con un quemado previo al inicio de la irradiación (1 Quemado, 112

combustibles de UOX) se obtuvo un incremento del 0.02212% de AM, el combustible con dos quemados previos al inicio del ciclo (2 Quemados, 112 combustibles de UOX) tiene un incremento del 0.02766% de AM, para el caso del combustible con tres quemados previos (3 Quemados, 108 combustibles de UOX) se calculo un incremento del 0.00788% de AM y finalmente en todo el núcleo con combustible UOX se tiene una producción del 0.07541% de AM (núcleo completo, 444 combustibles de UOX), para un quemado al final del ciclo de 11.845 GWd/TM para todos los caso.

Tabla 5.17. Producción de AM en un ciclo de combustible UOX.

Combustible UOX	%AM Inicio	%AM Final	%Δ AM
Núcleo completo (444)	0.12371	0.19912	0.07541
0 Quemado (112)	0.00000	0.01775	0.01775
1 Quemado (112)	0.01762	0.03974	0.02212
2 Quemados (112)	0.03960	0.06726	0.02766
3 Quemados (108)	0.06649	0.07437	0.00788

En la simulación del núcleo de combustible con AM (caso 112AM-III) se obtuvieron resultados de disminución de AM al final del ciclo, en el caso del combustible fresco (0 Quemado, 112 combustibles con AM) mostro una reducción del 0.06031% de AM, el combustible con un quemado previo al inicio del ciclo (1 Quemado, 112 combustibles con AM) tuvo una disminución del 0.02165% de AM, para el caso del combustible con dos quemados antes de la irradiación (2 Quemados, 112 combustibles con AM) se obtuvo una reducción del 0.00932% de AM, para el combustible con tres quemados antes de iniciar el ciclo (3 Quemados, 108 combustibles con AM) se tendrá una disminución del 0.00170% de AM y finalmente en todo el núcleo (núcleo completo, 444 combustibles con AM) se tiene una reducción del 0.09298% de AM, en todos los casos se tiene un quemado de descarga de 11.845 GWd/TM, todo lo anterior es mostrado en la Tabla 5.18.

Tabla 5.18. Reducción de AM en un ciclo de combustible con AM (112AM-III).

Combustible con AM	%AM Inicio	%AM Final	%Δ AM
Núcleo completo (444)	0.75555	0.66257	0.09298
0 Quemado (112)	0.24689	0.18658	0.06031
1 Quemado (112)	0.18710	0.16545	0.02165
2 Quemados (112)	0.16540	0.15608	0.00932
3 Quemados (108)	0.15616	0.15446	0.00170

En la Tabla 5.19 se muestran los resultados obtenidos del quemado de AM en un ciclo, los cuales fueron calculados de la siguiente forma: como se mostró en la Tabla 5.17 el ciclo de combustible UOX tiene 0.12371% de AM al inicio del ciclo y 0.19912% de AM al final del ciclo (444 combustibles de UOX) y el combustible con AM tiene 0.75555% de AM al inicio del ciclo y 0.66257% de AM al final del ciclo (444 combustibles con AM, núcleo 112AM-III), si le restamos la cantidad de AM que hay al inicio y al final del ciclo de combustible UOX al combustible con AM tenemos 0.63184% y 0.46345% de AM al inicio y final del ciclo respectivamente, esto nos da una reducción relativa del 0.16839% de AM, por lo que se quema el 26.65073% de AM respecto a la cantidad inicial (0.63184% de AM) que hay en el ciclo de combustible con AM para todo el núcleo de combustible con AM. Para los casos del combustible fresco (0 Quemado, 112 combustibles con AM), un quemado (1 Quemado, 112 combustibles con AM), dos quemados (2 Quemados, 112 combustibles con AM) y tres quemados (3 Quemados, 112 combustibles con AM) tenemos que el 31.61732%, 25.82606%, 29.39587% y 10.68362% de AM es quemado respectivamente, durante el ciclo del núcleo con AM (ver Tabal 5.19).

Tabla 5.19. Quemado de AM en un ciclo (112AM-III – UOX).

Combustible	%AM Inicio	%AM Final	%Δ AM	%AM Quemado
Núcleo completo (444)	0.63184	0.46345	0.16839	26.65073
0 Quemado (112)	0.24689	0.16883	0.07806	31.61732
1 Quemado (112)	0.16948	0.12571	0.04377	25.82606
2 Quemado (112)	0.12580	0.08882	0.03698	29.39587
3 Quemado (108)	0.08967	0.08009	0.00958	10.68362

Al inicio del ciclo en el núcleo de UOX tenemos 0.12371% de AM, esto debido a que solo 112 combustibles son frescos y el resto tiene un quemado (112

combustibles), dos quemados (112 combustibles) y tres quemados (108 combustibles), es decir previo al inicio del ciclo ya tenemos combustible irradiado, y al final del ciclo tenemos 0.19912% de AM, en el caso del núcleo 112AM-III, al inicio del ciclo tenemos 0.75555% de AM, por las misma razón que en el núcleo de UOX, y al final obtenemos 0.66257% de AM, para un ciclo con un quemado de 11.845 GWd/TM para ambos casos. En el núcleo de UOX se está generando 0.07541% de AM y en el caso 112AM-III se está reduciendo el 0.09298% de AM, pero si al núcleo de 112AM-III se le resta la producción del núcleo de UOX, tenemos 0.63184% de AM al inicio del ciclo y 0.46345% de AM al final del ciclo, obteniendo una reducción relativa de 0.16839% de AM, esto se puede observar en la Figura 5.17.

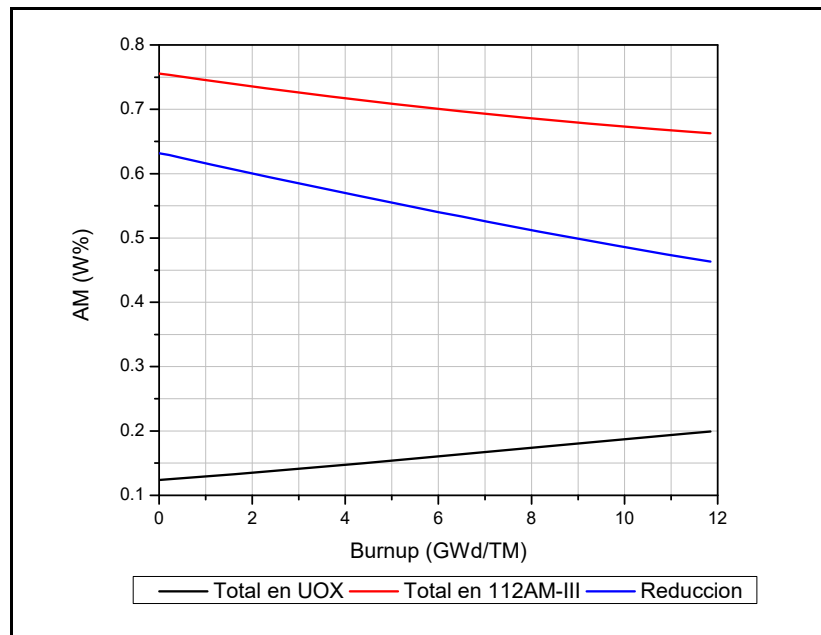


Figura 5.17. Reducción de AM en un ciclo.

Como se mostró en los resultados anteriores (Tablas 5.17, 5.18 y 5.19 y Figura 5.17) al inicio del ciclo de combustible nuclear hay combustibles con tres, dos, una y ninguna (fresco) irradiación y al final del ciclo tendrán cuatro, tres, dos y una irradiación, por lo que normalmente el combustible nuclear está dentro del reactor alrededor de cuatro ciclos, en nuestros casos de los núcleos simulados tanto de

UOX como el de combustible con AM (112AM-III), el combustibles tienen cuatro ciclos de irradiación al final de la simulación, llevándolos hasta un quemado de descarga de 46.8574 GWd/TM, entonces para un combustible se tiene que al final de su vida útil en el reactor hay 0.07437% de AM para el combustible de Uranio y 0.15446% de AM en combustible con AM, pero éste tiene 0.24689% de AM al inicio de su vida en el reactor (ver Tabla 5.20).

Tabla 5.20 Reducción de AM para un combustible con AM durante cuatro ciclos y quemado total a la descarga de 46.8574 GWd/TM.

Quemado (GWd/TM)	%AM en combustible de Uranio	%AM en combustible con AM	Reducción %AM (AM – Uranio)
0	0	0.24689	0.24689
46.8574	0.07437	0.15446	0.08009

La Figura 5.18 muestra el comportamiento de los AM en un combustible de uranio y en un combustible con AM con cuatro ciclos de irradiación en el reactor, con un quemado a la descarga de 46.8574 GWd/TM y la reducción de AM que abra en el combustible con AM. Además de que si a la cantidad de AM que se tiene al final de cuatro ciclos de irradiación del combustible con AM le restamos la cantidad generada por el combustible de uranio tenemos entonces que el combustible con AM quema el 67.56% de AM al final de su vida útil.

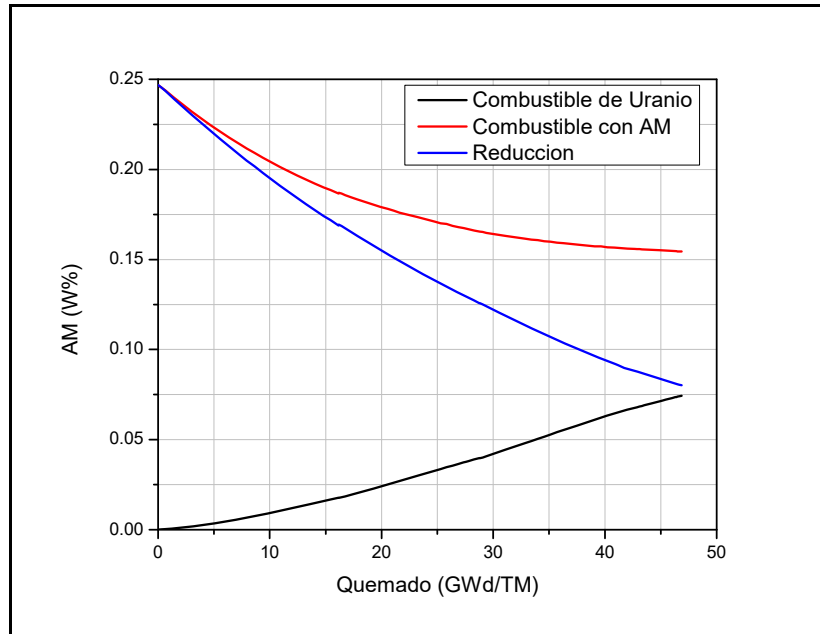


Figura 5.18. Comportamiento de la reducción de AM para un combustible con AM durante cuatro ciclos y quemado total de 46.8574 GWd/TM.

5.6 Actividad del Combustible Gastado.

Los elementos combustibles una vez que alcanzan el grado de quemado correspondiente, son removidos del núcleo del reactor y almacenados temporalmente dentro de piletas con agua tratada para reducir la corrosión (almacenamiento húmedo) para su decaimiento y su consecuente pérdida de calor. Algunos países han adoptado el almacenamiento temporal en seco, después de enfriarlos por vía húmeda durante un cierto tiempo. El almacenamiento en seco emplea contenedores metálicos blindados, silos o bóvedas de hormigón enfriados por circulación forzada de aire o por convección natural.

El combustible gastado retirado de las centrales nucleares constituye el principal contribuyente a los residuos nucleares. La mayor parte del riesgo radiológico del combustible gastado proviene del plutonio, neptunio, americio, curio y los productos de fisión de vida media larga. Estos elementos son un riesgo

inaceptable cuando se emiten al medio ambiente. Por tanto, deben ser aislados de la biosfera almacenándolos en repositorios geológicos profundos por largos periodos de tiempo. El nivel de riesgo de estos elementos se mide por su radiotoxicidad la cual es directamente proporcional a la actividad. La actividad de los productos de fisión es la más importante durante los primeros 100 años. Posteriormente, esta actividad disminuye y alcanza el nivel de referencia después de unos 300 años. La actividad a largo plazo es, entonces, producida por los actínidos, principalmente plutonio y americio.

Debido al daño potencial que pueden ocasionar los diferentes radionúclidos que componen el combustible gastado a los seres vivos, es necesario introducir y definir el concepto de actividad:

La actividad es el número de transiciones nucleares espontáneas que ocurren por unidad de tiempo en una cantidad dada de material radiactivo. Formalmente la actividad A , de una cantidad dada de material radiactivo, es el cociente de dN entre dt , siendo dN el número de transiciones nucleares espontáneas que ocurre en el intervalo dt . La unidad de actividad es el Becquerel (Bq, 1 Bq = una desintegración por segundo) [6].

El combustible de estudio es el UO_2 GE12 (181 Kg de metal pesado) con enriquecimiento del 3.70% y quemado de 48.391 GWd/TM, a su descarga para el caso de combustible UOX (descrito en la sección 4.3) y para el caso de combustible con actínidos menores (ActM) se sustituyeron 4 barras de uranio por barras con 6% de actínidos menores (^{241}Am , ^{244}Cm y ^{237}Np) y 0.25% de colas de uranio (descrito en la sección 4.5).

La Tabla 5.21 muestra los resultados obtenidos de la actividad del combustible UOX desde su descarga hasta 1 000 000 años para el Uranio (U), Plutonio (Pu), Actínidos Menores (AM) y Total.

Tabla 5.21. Actividad (Bq) del Uranio (U), Plutonio (Pu), Actínidos Menores (AM) y Total del combustible tipo UOX después de su vida útil en un reactor BWR.

Tiempo (años)	U UOX	Pu UOX	AM UOX	UOX TOTAL
Descarga (0 años)	4.460E+09	7.955E+14	4.335E+14	1.229E+15
1	4.460E+09	7.611E+14	1.266E+14	8.878E+14
2	4.460E+09	7.269E+14	6.099E+13	7.879E+14
5	4.460E+09	6.329E+14	4.243E+13	6.754E+14
10	4.461E+09	5.033E+14	4.028E+13	5.436E+14
20	4.462E+09	3.209E+14	3.673E+13	3.577E+14
40	4.464E+09	1.375E+14	3.137E+13	1.689E+14
60	4.467E+09	6.604E+13	2.793E+13	9.397E+13
80	4.469E+09	3.735E+13	2.570E+13	6.305E+13
100	4.472E+09	2.518E+13	2.420E+13	4.938E+13
120	4.474E+09	1.946E+13	2.308E+13	4.254E+13
150	4.478E+09	1.529E+13	2.177E+13	3.706E+13
200	4.485E+09	1.185E+13	1.999E+13	3.184E+13
300	4.497E+09	8.468E+12	1.701E+13	2.548E+13
500	4.521E+09	6.199E+12	1.234E+13	1.854E+13
1 000	4.579E+09	5.416E+12	5.538E+12	1.096E+13
2 000	4.686E+09	4.988E+12	1.123E+12	6.116E+12
5 000	4.949E+09	3.955E+12	1.884E+10	3.978E+12
8 000	5.140E+09	3.176E+12	9.421E+09	3.191E+12
10 000	5.239E+09	2.764E+12	9.124E+09	2.778E+12
15 000	5.412E+09	2.007E+12	8.666E+09	2.021E+12
20 000	5.515E+09	1.511E+12	8.393E+09	1.525E+12
25 000	5.577E+09	1.176E+12	8.207E+09	1.190E+12
30 000	5.615E+09	9.421E+11	8.078E+09	9.558E+11
40 000	5.652E+09	6.440E+11	7.925E+09	6.575E+11
45 000	5.662E+09	5.444E+11	7.879E+09	5.579E+11
50 000	5.668E+09	4.647E+11	7.843E+09	4.783E+11
100 000	5.680E+09	1.211E+11	7.674E+09	1.345E+11
500 000	5.643E+09	9.899E+09	6.741E+09	2.228E+10
1 000 000	5.593E+09	3.914E+09	5.733E+09	1.524E+10

Los resultados obtenidos de la actividad del combustible ActM desde su descarga hasta 1 000 000 años para el Uranio (U), Plutonio (Pu), Actínidos Menores (AM) y Total es mostrado en la Tabla 5.22.

Tabla 5.22. Actividad (Bq) del Uranio (U), Plutonio (Pu), Actínidos Menores (AM) y Total del combustible tipo ActM después de su vida útil en un reactor BWR.

Tiempo (años)	U ActM	Pu ActM	AM ActM	ActM TOTAL
Descarga (0 años)	4.297E+09	8.747E+14	4.471E+14	1.322E+15
1	4.297E+09	8.390E+14	1.314E+14	9.704E+14
2	4.297E+09	8.036E+14	6.383E+13	8.674E+14
5	4.298E+09	7.059E+14	4.460E+13	7.505E+14
10	4.298E+09	5.710E+14	4.220E+13	6.132E+14
20	4.300E+09	3.800E+14	3.826E+13	4.182E+14
40	4.302E+09	1.847E+14	3.243E+13	2.171E+14
60	4.305E+09	1.051E+14	2.873E+13	1.338E+14
80	4.307E+09	7.021E+13	2.639E+13	9.660E+13
100	4.310E+09	5.307E+13	2.481E+13	7.789E+13
120	4.312E+09	4.325E+13	2.365E+13	6.690E+13
150	4.316E+09	3.406E+13	2.230E+13	5.636E+13
200	4.322E+09	2.456E+13	2.047E+13	4.503E+13
300	4.335E+09	1.435E+13	1.741E+13	3.176E+13
500	4.361E+09	7.570E+12	1.264E+13	2.021E+13
1 000	4.420E+09	5.633E+12	5.673E+12	1.131E+13
2 000	4.532E+09	5.167E+12	1.152E+12	6.323E+12
5 000	4.806E+09	4.093E+12	2.172E+10	4.119E+12
8 000	5.005E+09	3.284E+12	1.206E+10	3.301E+12
10 000	5.107E+09	2.857E+12	1.176E+10	2.874E+12
15 000	5.286E+09	2.071E+12	1.127E+10	2.088E+12
20 000	5.395E+09	1.558E+12	1.098E+10	1.574E+12
25 000	5.459E+09	1.211E+12	1.078E+10	1.228E+12
30 000	5.498E+09	9.693E+11	1.064E+10	9.854E+11
40 000	5.538E+09	6.619E+11	1.048E+10	6.779E+11
45 000	5.548E+09	5.594E+11	1.042E+10	5.754E+11
50 000	5.554E+09	4.776E+11	1.039E+10	4.936E+11
100 000	5.566E+09	1.246E+11	1.017E+10	1.404E+11
500 000	5.532E+09	1.039E+10	8.935E+09	2.486E+10
1 000 000	5.483E+09	4.107E+09	7.599E+09	1.719E+10

La Figura 5.19 muestra el comportamiento de la actividad para el combustible UOX y ActM. Para el caso UOX se obtuvo una actividad de 4.460E+09 Bq del uranio, 7.955E+14 Bq del plutonio, 4.335E+14 Bq de los actínidos menores y

1.229E+15 Bq total a un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM y a 1 000 000 años después de la descarga se tiene una actividad total de 1.524E+10 Bq con 5.593E+09 Bq de uranio, 3.914E+09 Bq de plutonio y 5.733E+09 Bq de los actínidos menores. Para el caso ActM se obtuvo una actividad de 1.322E+15 Bq total con 4.297E+09 Bq de uranio, 8.747E+14 Bq de plutonio y 4.471E+14 Bq de los actínidos menores a la descarga (48.391 GWd/TM) y a 1 000 000 años se obtuvo una actividad de 5.483E+09 Bq del uranio, 4.107E+09 Bq del plutonio, 7.599E+09 Bq de los actínidos menores y 1.719E+10 Bq total.

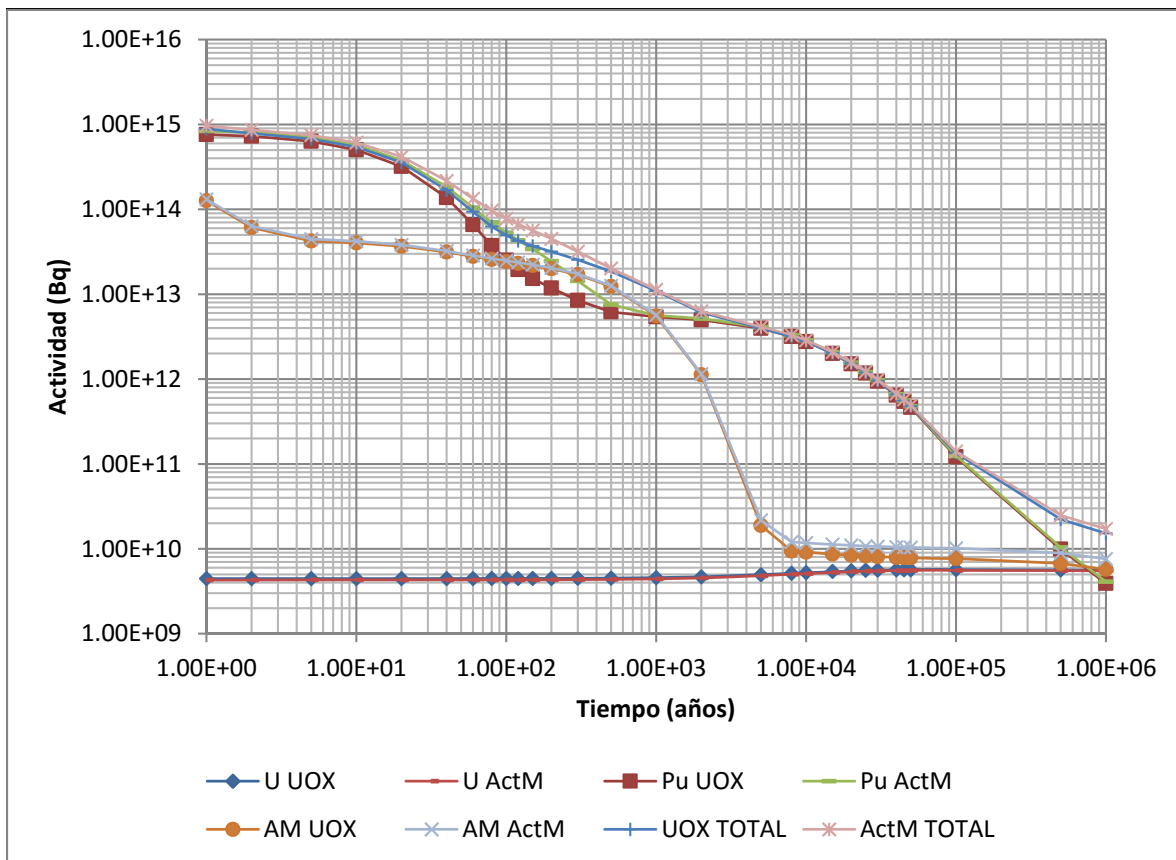


Figura 5.19. Comportamiento de la actividad (Bq) del Uranio (U), Plutonio (Pu), Actínidos Menores (AM) y Total del combustible tipo UOX y ActM con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.

La Tabla 5.23 muestra la comparación de la actividad total entre los combustibles tipo UOX y ActM, además de la reducción (ActM TOTAL – UOX TOTAL) obtenida

para cada paso de tiempo desde la descarga hasta 1 000 000 años después de la descarga del combustible.

Tabla 5.23. Actividad (Bq) Total del combustible tipo UOX, ActM y Reducción (ActM TOTAL – UOX TOTAL) después de su vida útil en un reactor BWR.

Tiempo (años)	UOX TOTAL	ActM TOTAL	Reducción (ActM TOTAL – UOX TOTAL)
Descarga (0 años)	1.229E+15	1.322E+15	9.300E+13
1	8.878E+14	9.704E+14	8.260E+13
2	7.879E+14	8.674E+14	7.950E+13
5	6.754E+14	7.505E+14	7.510E+13
10	5.436E+14	6.132E+14	6.960E+13
20	3.577E+14	4.182E+14	6.050E+13
40	1.689E+14	2.171E+14	4.820E+13
60	9.397E+13	1.338E+14	3.983E+13
80	6.305E+13	9.660E+13	3.355E+13
100	4.938E+13	7.789E+13	2.851E+13
120	4.254E+13	6.690E+13	2.436E+13
150	3.706E+13	5.636E+13	1.930E+13
200	3.184E+13	4.503E+13	1.319E+13
300	2.548E+13	3.176E+13	6.280E+12
500	1.854E+13	2.021E+13	1.670E+12
1 000	1.096E+13	1.131E+13	3.500E+11
2 000	6.116E+12	6.323E+12	2.070E+11
5 000	3.978E+12	4.119E+12	1.410E+11
8 000	3.191E+12	3.301E+12	1.100E+11
10 000	2.778E+12	2.874E+12	9.600E+10
15 000	2.021E+12	2.088E+12	6.700E+10
20 000	1.525E+12	1.574E+12	4.900E+10
25 000	1.190E+12	1.228E+12	3.800E+10
30 000	9.558E+11	9.854E+11	2.960E+10
40 000	6.575E+11	6.779E+11	2.040E+10
45 000	5.579E+11	5.754E+11	1.750E+10
50 000	4.783E+11	4.936E+11	1.530E+10
100 000	1.345E+11	1.404E+11	5.900E+09
500 000	2.228E+10	2.486E+10	2.580E+09
1 000 000	1.524E+10	1.719E+10	1.950E+09

La Figura 5.20 muestra el comportamiento de la actividad total entre los combustibles tipo UOX y ActM, además de la reducción (ActM TOTAL – UOX TOTAL) obtenida para cada paso de tiempo desde la descarga hasta 1 000 000 años.

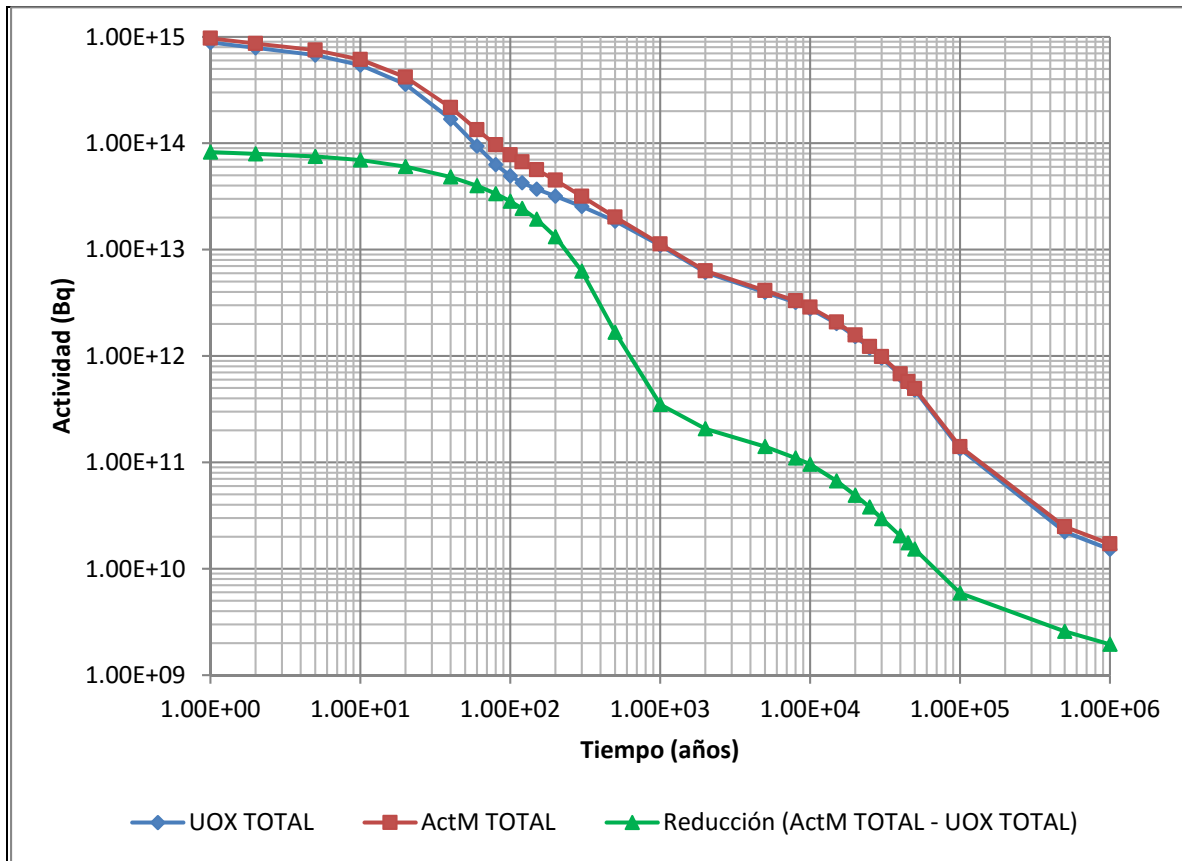


Figura 5.20. Comportamiento de la actividad (Bq) Total del combustible tipo UOX, ActM y Reducción (ActM TOTAL – UOX TOTAL) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.

Debido a la incorporación de los actínidos menores en el combustible tipo ActM se nota que después de un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM se tiene una actividad total de 1.322E+15 Bq y de 1.719E+10 Bq a los 1 000 000 años, pero tomando en cuenta que el combustible de UOX al mismo quemado de descarga que el combustible de ActM tiene una actividad total de 1.229E+15 Bq y a 1 000 000 años después de su descarga de 1.524E+10 Bq podemos considerar una

disminución si restamos la actividad que normalmente genera un combustible de UOX al que genera un combustible de ActM obteniendo una reducción de $9.300\text{E}+09$ Bq y $1.950\text{E}+09$ Bq a un quemado de 48.391 GWd/TM de descarga y a 1 000 000 años después de la descarga respectivamente.

La comparación de la actividad de los AM (Neptunio Np, Americio Am y Curio Cm) entre los combustibles tipo UOX y ActM, además de la reducción (AM ActM – AM UOX) obtenida para cada paso de tiempo desde la descarga hasta 1 000 000 años después de la descarga del combustible, es mostrada en la Tabla 5.24.

Tabla 5.24. Actividad (Bq) de los Actínidos Menores (AM) del combustible tipo UOX, ActM y Reducción (AM ActM – AM UOX) después de su vida útil en un reactor BWR.

Tiempo (años)	AM UOX	AM ActM	Reducción (AM ActM – AM UOX)
Descarga (0 años)	4.335E+14	4.471E+14	1.360E+13
1	1.266E+14	1.314E+14	4.800E+12
2	6.099E+13	6.383E+13	2.840E+12
5	4.243E+13	4.460E+13	2.170E+12
10	4.028E+13	4.220E+13	1.920E+12
20	3.673E+13	3.826E+13	1.530E+12
40	3.137E+13	3.243E+13	1.060E+12
60	2.793E+13	2.873E+13	8.000E+11
80	2.570E+13	2.639E+13	6.900E+11
100	2.420E+13	2.481E+13	6.100E+11
120	2.308E+13	2.365E+13	5.700E+11
150	2.177E+13	2.230E+13	5.300E+11
200	1.999E+13	2.047E+13	4.800E+11
300	1.701E+13	1.741E+13	4.000E+11
500	1.234E+13	1.264E+13	3.000E+11
1 000	5.538E+12	5.673E+12	1.350E+11
2 000	1.123E+12	1.152E+12	2.900E+10
5 000	1.884E+10	2.172E+10	2.880E+09
8 000	9.421E+09	1.206E+10	2.639E+09
10 000	9.124E+09	1.176E+10	2.636E+09
15 000	8.666E+09	1.127E+10	2.604E+09

Continuación Tabla 5.24.

Tiempo (años)	AM UOX	AM ActM	Reducción (AM ActM – AM UOX)
20 000	8.393E+09	1.098E+10	2.587E+09
25 000	8.207E+09	1.078E+10	2.573E+09
30 000	8.078E+09	1.064E+10	2.562E+09
40 000	7.925E+09	1.048E+10	2.555E+09
45 000	7.879E+09	1.042E+10	2.541E+09
50 000	7.843E+09	1.039E+10	2.547E+09
100 000	7.674E+09	1.017E+10	2.496E+09
500 000	6.741E+09	8.935E+09	2.194E+09
1 000 000	5.733E+09	7.599E+09	1.866E+09

Un análisis similar al de la actividad total de los combustibles UOX y ActM, es realizado para la actividad de los AM (Np, Am y Cm), notando que para un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM se obtiene una actividad de 4.335E+14 Bq y 4.471E+14 Bq para el combustible UOX y ActM respectivamente y una reducción de 1.360E+13 Bq, a 1 000 000 de años después de la descarga tenemos una actividad de 5.733E+09 Bq para el combustible de UOX y 7.599E+09 Bq para el combustible de ActM, obteniendo una reducción de 1.866E+09 Bq del combustible de ActM respecto al combustible de UOX. Todo lo anterior es mostrado en la Figura 5.21.

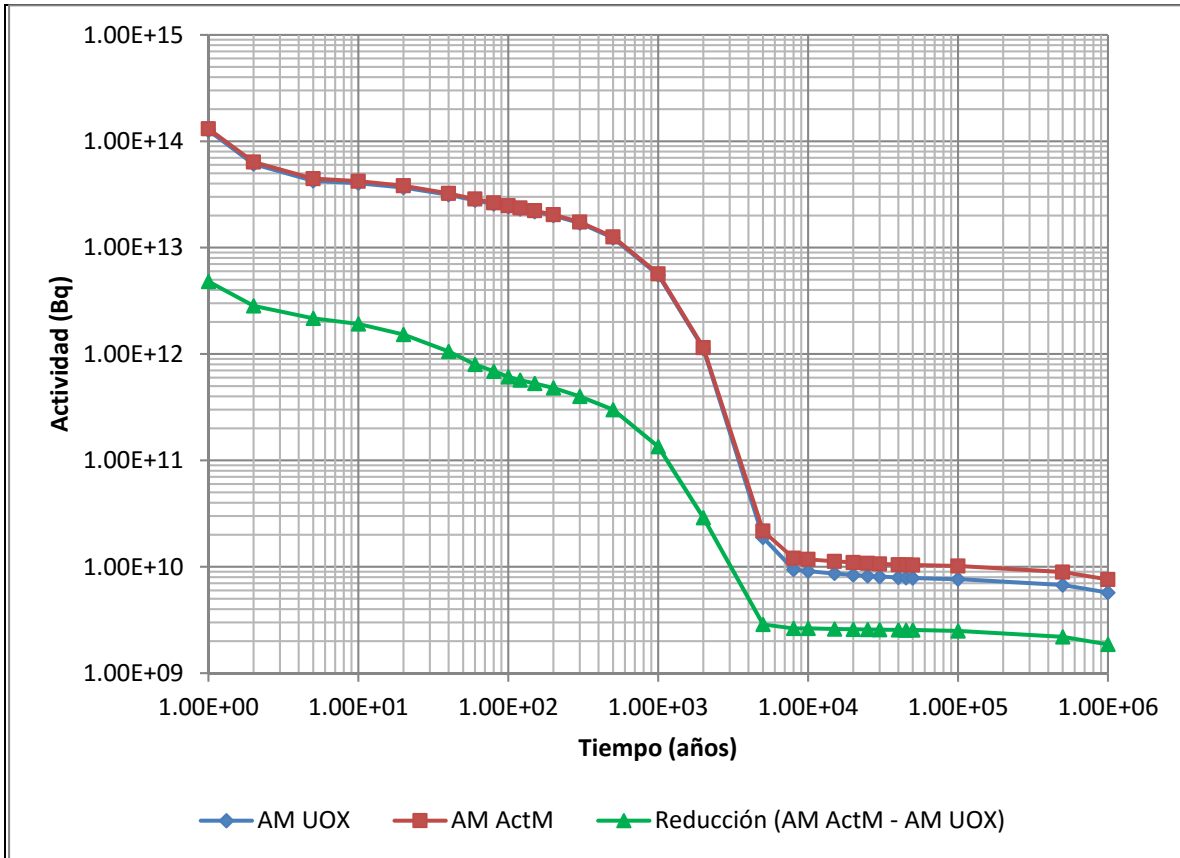


Figura 5.21. Comportamiento de la actividad (Bq) de los Actínidos Menores (AM) en los combustible tipo UOX, ActM y Reducción (AM ActM – AM UOX) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.

La Tabla 5.25 muestra la comparación de la actividad del Neptunio (Np) entre los combustibles tipo UOX y ActM, el cual tiene el mayor porcentaje (79.8045% de Np en la barra con AM) del 6% de AM reincorporados en el combustible de ActM, además de la reducción (Np ActM – Np UOX) obtenida para cada paso de tiempo desde la descarga hasta 1 000 000 años después de la descarga del combustible.

Tabla 5.25. Actividad (Bq) del Neptunio (Np) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Np ActM – Np UOX) después de su vida útil en un reactor BWR.

Tiempo (años)	Np UOX	Np ActM	Reducción (Np ActM – Np UOX)
Descarga (0 años)	2.513E+09	4.965E+09	2.452E+09
1	2.541E+09	4.991E+09	2.450E+09
2	2.542E+09	4.992E+09	2.450E+09
5	2.547E+09	4.997E+09	2.450E+09
10	2.561E+09	5.012E+09	2.451E+09
20	2.607E+09	5.059E+09	2.452E+09
40	2.735E+09	5.190E+09	2.455E+09
60	2.883E+09	5.342E+09	2.459E+09
80	3.036E+09	5.498E+09	2.462E+09
100	3.188E+09	5.654E+09	2.466E+09
120	3.336E+09	5.806E+09	2.470E+09
150	3.551E+09	6.025E+09	2.474E+09
200	3.887E+09	6.369E+09	2.482E+09
300	4.483E+09	6.980E+09	2.497E+09
500	5.424E+09	7.943E+09	2.519E+09
1 000	6.796E+09	9.347E+09	2.551E+09
2 000	7.686E+09	1.026E+10	2.574E+09
5 000	7.904E+09	1.048E+10	2.576E+09
8 000	7.900E+09	1.047E+10	2.570E+09
10 000	7.895E+09	1.047E+10	2.575E+09
15 000	7.884E+09	1.045E+10	2.566E+09
20 000	7.873E+09	1.044E+10	2.567E+09
25 000	7.861E+09	1.042E+10	2.559E+09
30 000	7.848E+09	1.040E+10	2.552E+09
40 000	7.823E+09	1.037E+10	2.547E+09
45 000	7.811E+09	1.035E+10	2.539E+09
50 000	7.798E+09	1.034E+10	2.542E+09
100 000	7.673E+09	1.017E+10	2.497E+09
500 000	6.741E+09	8.935E+09	2.194E+09
1 000 000	5.733E+09	7.599E+09	1.866E+09

La Figura 5.22 muestra el comportamiento del Np en los combustibles UOX y ActM, notando que a la descarga (quemado de 48.391 GWd/TM) se tiene una actividad de 2.513E+09 Bq y 4.965E+09 Bq para el combustible UOX y ActM

respectivamente y una reducción en la actividad del 2.452×10^9 Bq, a 1 000 000 de años después de la descarga la actividad del combustible UOX es de 5.733×10^9 Bq y para el combustible ActM de 7.599×10^9 Bq, obteniendo una reducción de 1.866×10^9 Bq en el combustible de ActM respecto al de UOX.

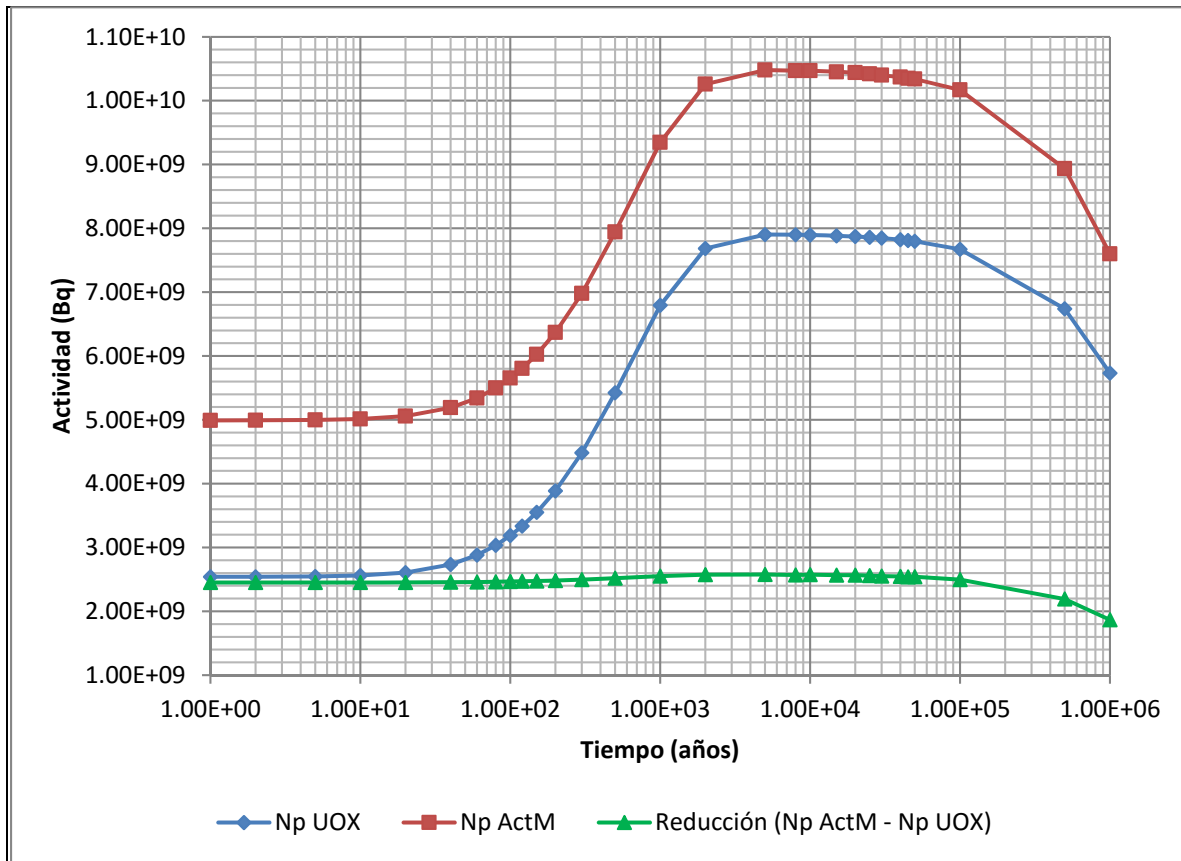


Figura 5.22. Comportamiento de la actividad (Bq) Neptunio (Np) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Np ActM – Np UOX) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.

La comparación de la actividad del Americio (Am) entre los combustibles tipo UOX y ActM, el cual tiene un porcentaje del 8.3830% en la barra con AM del 6% de AM reincorporados en el combustible de ActM, además de la reducción (Am ActM – Am UOX) obtenida para cada paso de tiempo desde la descarga hasta 50 000 años después de la descarga del combustible, es mostrada en la Tabla 5.26.

Tabla 5.26. Actividad (Bq) del Americio (Am) en el combustible tipo UOX, ActM y Reducción (Am ActM – Am UOX) después de su vida útil en un reactor BWR.

Tiempo (años)	Am UOX	Am ActM	Reducción (Am ActM – Am UOX)
Descarga (0 años)	1.346E+12	1.375E+12	2.900E+10
1	2.536E+12	2.594E+12	5.800E+10
2	3.668E+12	3.752E+12	8.400E+10
5	6.742E+12	6.901E+12	1.590E+11
10	1.093E+13	1.119E+13	2.600E+11
20	1.669E+13	1.709E+13	4.000E+11
40	2.201E+13	2.254E+13	5.300E+11
60	2.355E+13	2.411E+13	5.600E+11
80	2.364E+13	2.421E+13	5.700E+11
100	2.322E+13	2.378E+13	5.600E+11
120	2.260E+13	2.314E+13	5.400E+11
150	2.160E+13	2.212E+13	5.200E+11
200	1.994E+13	2.042E+13	4.800E+11
300	1.699E+13	1.739E+13	4.000E+11
500	1.233E+13	1.263E+13	3.000E+11
1 000	5.530E+12	5.663E+12	1.330E+11
2 000	1.115E+12	1.142E+12	2.700E+10
5 000	1.094E+10	1.124E+10	3.000E+08
8 000	1.521E+09	1.588E+09	6.700E+07
10 000	1.229E+09	1.285E+09	5.600E+07
15 000	7.819E+08	8.171E+08	3.520E+07
20 000	5.200E+08	5.434E+08	2.340E+07
25 000	3.459E+08	3.614E+08	1.550E+07
30 000	2.300E+08	2.404E+08	1.040E+07
40 000	1.017E+08	1.063E+08	4.600E+06
45 000	6.768E+07	7.072E+07	3.040E+06
50 000	4.501E+07	4.704E+07	2.030E+06

En el caso del Am la actividad de los combustibles UOX y ActM, para un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM se obtiene una actividad de 1.346E+12 Bq y 1.375E+12 Bq para el combustible UOX y ActM respectivamente y una reducción de 2.900E+10 Bq, a 50 000 de años después de la descarga tenemos una actividad de 4.501E+07 Bq para el combustible de UOX y 4.704E+07 Bq para el

combustible de ActM, obteniendo una reducción de $2.030E+06$ Bq del combustible de ActM respecto al combustible de UOX. Todo lo anterior es mostrado en la Figura 5.23.

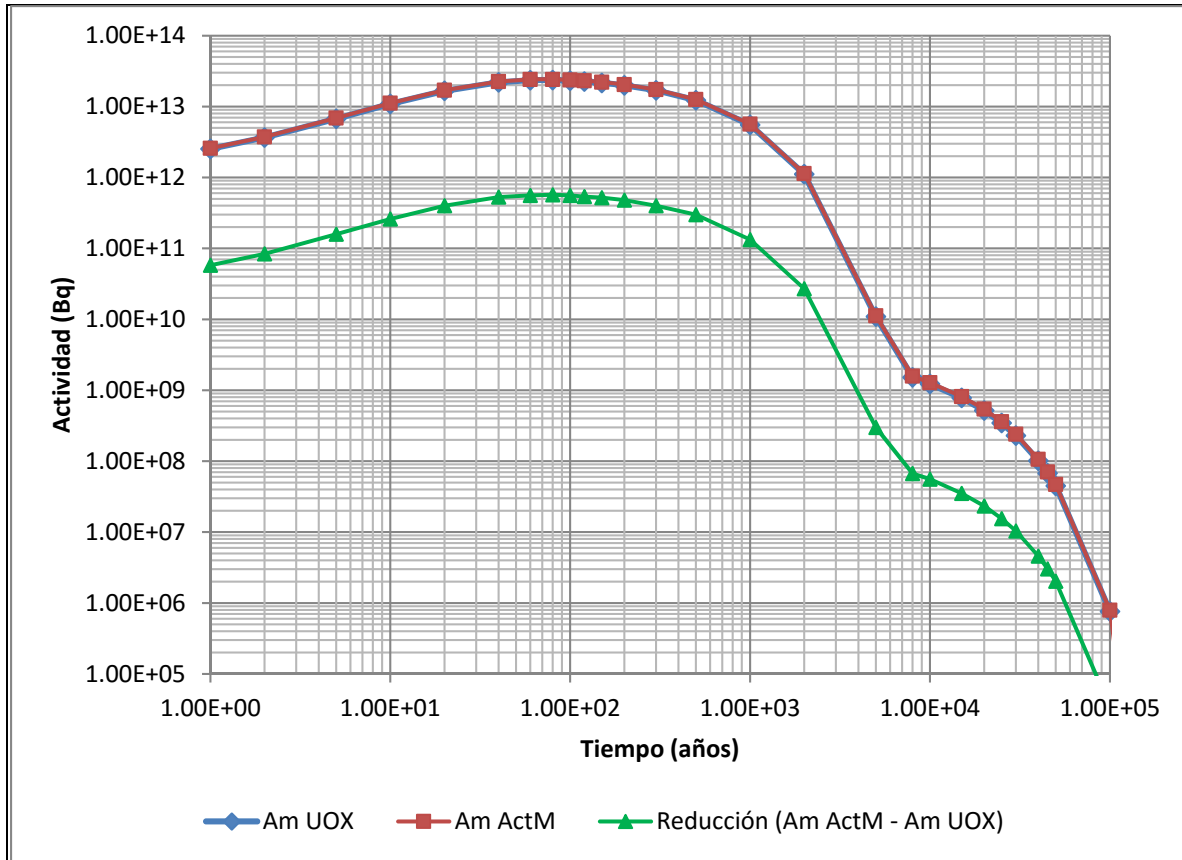


Figura 5.23. Comportamiento de la actividad (Bq) del Americio (Am) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Am ActM – Am UOX) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.

La Tabla 5.27 muestra la comparación de la actividad del Curio (Cm) entre los combustibles tipo UOX y ActM, el cual tiene el un porcentaje del 11.8125% en la barra con AM del 6% de AM reincorporados en el combustible de ActM, además de la reducción (Cm ActM – Cm UOX) obtenida para cada paso de tiempo desde la descarga hasta 1 000 años después de la descarga del combustible.

Tabla 5.27. Actividad (Bq) del Curio (Cm) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Cm ActM – Cm UOX) después de su vida útil en un reactor BWR.

Tiempo (años)	Cm UOX	Cm ActM	Reducción (Cm ActM – Cm UOX)
Descarga (0 años)	4.322E+14	4.457E+14	1.350E+13
1	1.241E+14	1.288E+14	4.700E+12
2	5.732E+13	6.007E+13	2.750E+12
5	3.568E+13	3.770E+13	2.020E+12
10	2.935E+13	3.101E+13	1.660E+12
20	2.004E+13	2.116E+13	1.120E+12
40	9.353E+12	9.879E+12	5.260E+11
60	4.377E+12	4.622E+12	2.450E+11
80	2.057E+12	2.172E+12	1.150E+11
100	9.757E+11	1.029E+12	5.330E+10
120	4.698E+11	4.951E+11	2.530E+10
150	1.660E+11	1.743E+11	8.300E+09
200	4.072E+10	4.217E+10	1.450E+09
300	1.229E+10	1.247E+10	1.800E+08
500	4.387E+09	4.446E+09	5.900E+07
1 000	3.755E+08	3.805E+08	5.000E+06

En la Figura 5.24 se muestra el comportamiento del Cm en los combustibles UOX y ActM, notando que a la descarga (quemado de 48.391 GWd/TM) se tiene una actividad de 4.322E+14 Bq y 4.457E+14 Bq para el combustible UOX y ActM respectivamente y una reducción en la actividad del 1.350E+13 Bq, a 1 000 de años después de la descarga la actividad del combustible UOX es de 3.755E+08 Bq y para el combustible ActM de 3.805E+08 Bq, obteniendo una reducción de 5.000E+06 Bq en el combustible de ActM respecto al de UOX.

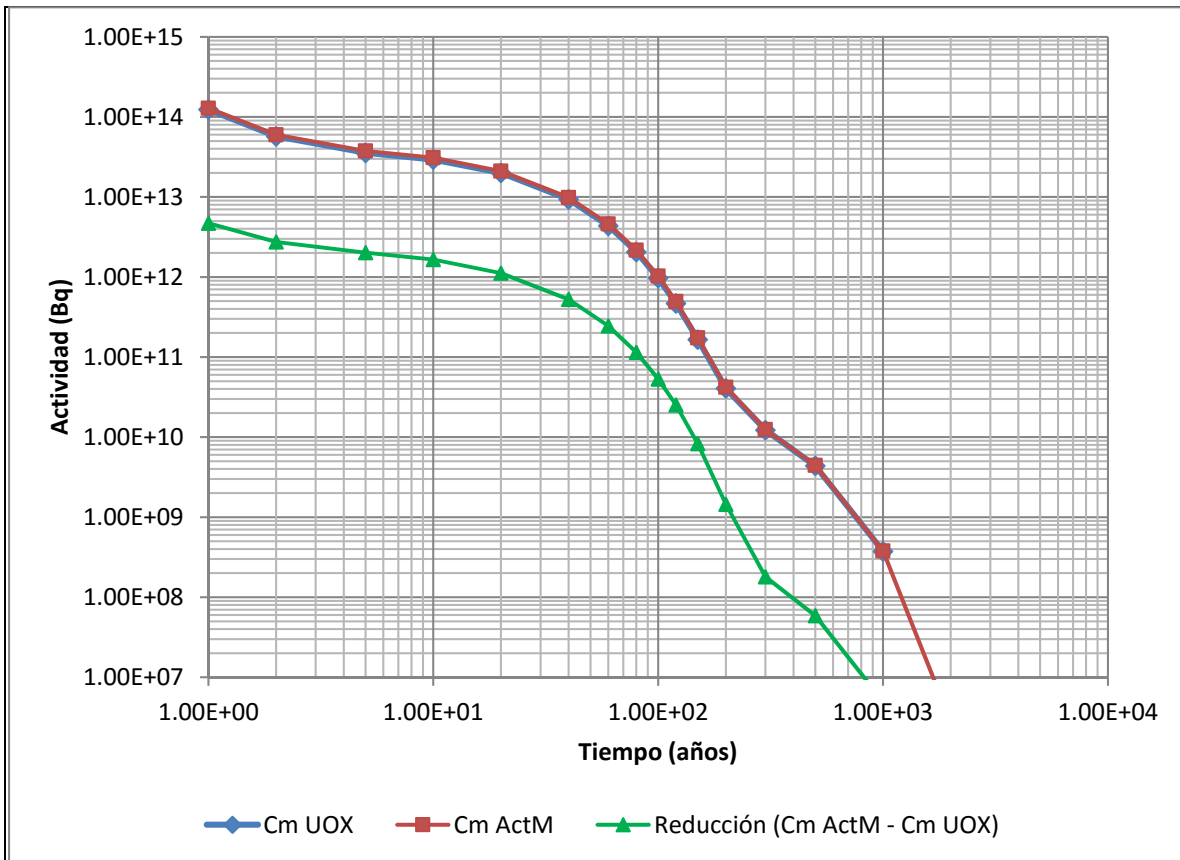


Figura 5.24. Comportamiento de la actividad (Bq) del Curio (Cm) en los combustibles tipo UOX, ActM y Reducción (Cm ActM – Cm UOX) con un quemado de descarga de 48.391 GWd/TM en un reactor BWR.

Conclusiones

Se estudió y probó una metodología para calcular el inventario de actínidos que se producen en el CNG de la CNLV-U1, la cual consta en simular el quemado y decaimiento que tuvo el combustible nuclear que se desee estudiar, con la herramienta de computo ORIGEN-S, por lo que fue necesario, primeramente, resolver un problema tipo benchmark, obteniendo resultados con diferencias porcentuales por debajo del 0.50%, entre los cálculos realizados y los mostrados en el benchmark.

Se realizó la validación de los códigos HELIOS 1.4 y CASMO-4 comparando los inventarios de AM calculados contra los obtenidos con el código ORIGEN-S, obteniendo la mayor diferencias del error relativo a la descarga en el ^{242}Cm con el -2.276% y en el ^{237}Np con 4.137% para los casos de ORIGEN-S vs HELIOS 1.4 y ORIGEN-S vs CASMO-4 respectivamente (ver Tabla 3.1), por lo que, tanto HELIOS 1.4 como CASMO-4 puede ser una herramienta confiable para realizar análisis de quemado de AM en combustible nuclear, ya que el error relativo es del orden de los mostrados en la referencia [14].

Se estudió las celdas que componen el combustible GE12 al 3.70% de enriquecimiento de ^{235}U y se realizó su equivalente en combustible MOX con las herramientas de computo HELIOS 1.4 y CASMO-4.

Se calculó la cantidad de actínidos (omitiendo los isótopos de uranio) desde la descarga y hasta los 300 años de decaimiento del CNG de la CNLV-U1 que hay en la ACNG obteniendo que aproximadamente el 1.5 kg es de actínidos lo cual corresponde al 1.0% del metal pesado del ensamble de CNG y se propusieron cuatro modelos de celdas con barras de AM.

Lo anterior fue realizado con el objetivo de analizar la disminución de los AM en las celdas, obteniendo la mayor reducción en la celda con barras de AM UOX-01, las cuales fueron del 65.30% y 63.18 de AM para un quemado de 45 GWd/TM calculado con HELIOS 1.4 y CASMO-4 correspondientemente y a los 65 GWd/TM de quemado se obtuvo una reducción de AM del 80.81% con HELIOS 1.4 y 80.03% con CASMO-4 (ver Tablas 4.29 y 4.30).

Del análisis realizado en el capítulo 4 se puede notar que la celda con mejores resultados es la de UOX-01, por lo que fue el combustible utilizado para realizar el estudio a nivel reactor con el simulador de núcleo completo SIMULATE-3. Por lo que primero se realizó la simulación de un ciclo de equilibrio de uranio con el combustible GE12 con 3.70% de enriquecimiento de ^{235}U y fue utilizado como base de comparación con los resultados obtenidos en las simulaciones de los ciclos de equilibrio realizados con combustible con AM. Se proponen tres tipos de combustibles con cuatro barras al 6% de AM (AM-I, AM-II y AM-III), los cuales difieren en sus enriquecimientos promedios de ^{235}U (ver Tabla 5.7). De las simulaciones realizadas del núcleo con combustible de AM, los mejores resultados fueron obtenidos de la simulación 112AM-III ya que todos los combustibles contienen AM y el valor de k_{eff} sin CRD está por encima de la criticidad.

De los resultados obtenidos con SIMULATE-3 sobre la longitud del ciclo se mostró que ambos núcleos de UOX y 112AM-III tienen 471.6 EFPD a los 11.845 GWd/TM y el margen de parada están dentro del límite establecido ($\text{SDM} > 1\% \Delta k$), sin embargo se observa que para el núcleo 112AM-III tiene una disminución a lo largo del ciclo de operación debido a la disminución del material fisil.

En las simulaciones del núcleo completo realizadas con SIMULATE-3 se puede ver que en el núcleo de uranio hay un incremento del 0.07541% de AM, mientras que en el núcleo con AM (caso 112AM-III) se reduce el 0.09298% de AM, pero si le restamos la producción de AM que se tiene en el núcleo de UOX al núcleo con AM, obtenemos una reducción relativa del 0.16839% de AM, es decir en el núcleo

112AM-III se quema el 26.65% de AM para un ciclo con un quemado de 11.845 GWd/TM.

Finalmente para un combustible con AM que este dentro del reactor cuatro ciclos de operación, con un quemado a la descarga de 46.8574 GWd/TM, se obtiene un reducción relativa del 67.56% de AM, que es un valor congruente con los resultados obtenidos en el análisis realizado a nivel celda de combustible.

Se realizo un estudio de la actividad del combustible gastado después de un quemado de 48.391 GWd/TM, para un combustible de UOX y un combustible con Actínidos Menores, obteniendo una reducción total de 7.56% ($9.300E+13$ Bq) y 3.14% ($1.360E+13$ Bq) en los Actínidos Menores (Np, Am y Cm) de la actividad en el combustible con Actínidos Menores respecto al combustible de UOX a la descarga del combustible. El Neptunio (Np) es el actínido con menor reducción (2.42%) debido a la cantidad inicial incorporada (79.8045% de Np en las barras de combustible con 6% de AM), pero con la menor actividad ($2.452E+09$ Bq) entre los Actínidos Menores. El Americio (Am) es el actínido con mayor reducción en la actividad con 97.85% ($2.900E+10$ Bq) y desaparece a los 50 000 años. El Curio (Cm) es el actínido con mayor actividad ($1.350E+13$ Bq) y una reducción del 96.88%, pero el primero en desaparecer (1 000 años).

En resumen: la opción de reciclado de AM es enfocada en la transmutación y/o destrucción de los actínidos radiactivos para reducir la actividad y radiotoxicidad de los combustibles nucleares gastados a largo plazo, la idea principal es reciclar los actínidos en el mismo reactor que los genero, lo que significa llevar a cabo la transmutación en reactores térmicos, como los reactores BWR de la CNLV, en el presente trabajo se mostró que se obtiene una reducción del 67.56% en la cantidad de actínidos reciclados, siendo el uso de reactores térmicos una alternativa viable para este fin.

Referencias

- [1] José Luis González Marroquí, Fortunato Aguilar Hernández, Tonatiuh Rivero Gutiérrez, Rodolfo Carrillo Mendoza, “La determinación y el análisis de las características físico químicas de cupones testigo de BORAL, un servicio con valor agregado para la CLV”, Contacto nuclear 35, pag. 27-34, El ININ hoy.
- [2] Natividad Hernández M., Andrés Vargas Arellano, “Almacenamiento Temporal en Seco del Combustible Nuclear Gastado en la Central Nuclear Laguna Verde”, XXIV Congreso Anual de la SNM y XII Congreso Nacional de la SMSR, Querétaro, México, del 30 de Junio al 3 de Julio de 2013.
- [3] K. Fukuda, W. Danker, J.S. Lee, A. Bonne and M.J. Crijns, “IAEA Overview of Global Spent Fuel Storage”, Department of Nuclear Energy, IAEA, Vienna, Austria 2003.
- [4] JWB en Wikipedia, “Thermal Fission Yield”, Transferred from en Wikipedia by SreeBot, 14 February 2008.
- [5] IAEA, “Storage of Spent Nuclear Fuel”, Safety Standard Series No. SSG-15, Vienna 2012.
- [6] Secretaría de Energía, “Clasificación de Instalaciones o Laboratorios que Utilizan Fuentes Abiertas”, Norma oficial mexicana NOM-003-NUCL-1994.
- [7] Juan Alberto Salmerón Vergara, Raúl Camargo Camargo, Alejandro Núñez Carrera, Josefina Elisa Mendoza Franco y Jerson Sánchez Jaramillo, “Instalaciones de Almacenamiento de Combustible Nuclear Gastado en Seco para Instalaciones Nucleares Mexicanas”, XXIV Congreso Anual de la SNM y XII Congreso Nacional de la SMSR, Querétaro, México, del 30 de Junio al 3 de Julio de 2013.
- [8] EPRI, “Industry Spent Fuel Storage Handbook”, Palo Alto, California 2010.
- [9] IAEA, “Enfoques multilaterales respecto del ciclo del combustible nuclear”, INFCIRC/640, Vienna, Austria 2005.
- [10] D. Warin, R.J.M. Konings, D. Haas, P. Martin, J-M. Bonnerot, G. Vambenepe, R.P.C. Schram, J.C. Kuijper, K. Bakker, R. Conrad, “The Preparation of the EFTTRA-T5 Americium Transmutation Experiment”, (2004).

- [11] IAEA, "Spent Fuel Reprocessing Options" TECDOC-1587, Vienna, Austria 2008.
- [12] IAEA, "Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation of Actinides in Spent Nuclear Fuel", IAEA-TECDOC-1626, Vienna, Austria 2009.
- [13] IAEA, "Advances in Applications of Burnup Credit to Enhance Spent Fuel Transportation, Storage, Reprocessing and Disposition", Vienna, Austria 2007.
- [14] Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase VII, "UO₂ Fuel: Study of Spent Fuel Compositions for Long-term Disposal", Nuclear Energy Agency, No. 6998, OECD 2012.
- [15] ORNL "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations", ORNL/TM-2005/39, Version 6, January 2009.
- [16] I. C. Gauld, O. W. Hermann, R. M. Westfall, "ORIGEN-S: SCALE SYSTEM MODULE TO CALCULATE FUEL DEPLETION, ACTINIDE TRANSMUTATION, FISSION PRODUCT BUILDUP AND DECAY, AND ASSOCIATED RADIATION SOURCE TERMS", Nuclear Science and Technology Division, ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vol. II, Sect. F7, January 2009.
- [17] L. M. Petrie, N. F. Landers, D. F. Hollenbach, B. T. Rearden, M. E. Dunn, S. Goluoglu, "KENO VI: AN IMPROVED MONTE CARLO CRITICALITY PROGRAM", Nuclear Science and Technology Division, ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vol. II, Sect. F11, January 2009.
- [18] I. C. Gauld, S. M. Bowman, J. E. Horwedel, "ORIGEN-ARP: AUTOMATIC RAPID PROCESSING FOR SPENT FUEL DEPLETION, DECAY, AND SOURCE TERM ANALYSIS", Nuclear Science and Technology Division, ORNL/TM-2005/39 Version 6 Vol. I, Sect. D1, January 2009.
- [19] G. M. O'Donnell, H. H. Scott, R. O. Meyer , "A New Comparative Analysis of LWR Fuel Designs", NUREG-1754, December 2001.
- [20] R. D. Busch, S. M. Bowman, " KENO VI Primer: A Primer for Criticality Calculations with SCALE/KENO VI Using GeeWiz", ORNL/TM-2005/135, December 2005.
- [21] Fuel Management System, Studsvik America AS, 1990.
- [22] SCANPOWER, AURORA User manual, December 1995.

- [23] SCANPOWER, HELIOS User manual, December 1995.
- [24] Biblioteca ENDF/B-VI.
- [25] Studsvik, SCANPOWER, HELIOS Methods, November 2003.
- [26] SCANPOWER, ZENITH User manual, July 1996.
- [27] Daniel T Hagrman, Jerry A. Umbarger, INTERPIN-3, Studsvik CMS Fuel Performance Code, User's Manual, Studsvik-Scandpower, Restricted Distribution.
- [28] Joel Rhodes, Malte Edenius, CASMO-4, A Fuel Assembly Burnup Program, User's Manual, Studsvik-Scandpower, Restricted Distribution.
- [29] Tamer Bahadir, CMSLINK, User's Manual, Studsvik-Scandpower, Restricted Distribution.
- [30] David W. Dean, Jerry A. Umbarger, SIMULATE-3, Advanced Three-Dimensional Two-Group Reactor Analysis Code, User's Manual, Studsvik-Scandpower, Restricted Distribution.
- [31] Laguna Verde Nuclear Power Plant 1 and 2 Final Safety Report on-line Chapter 9 AUXILIARY SYSTEMS Table 9.1-5. FUEL POOL & SUPPRESSION POOL COOLING-CLEANUP SYSTEM COMPONENT DESIGN PARAMETERS Amendment No. 52.
- [32] Laguna Verde Unidad 1 Cycle Management Report Ciclos 1-15.
- [33] Laguna Verde Unidad 1 Nuclear Design Report Ciclos 1-15.
- [34] Laguna Verde Unidad 1 Cycle Summary Report Ciclos 1-10.
- [35] General Electric Nuclear Energy, "Supplemental Reload Licencing Report for Laguna Verde U-1, Cycle 8", J11-03526SRLR, July 1999.
- [36] FUEL BUNDLE DESIGN REPORT, GE12-P10CSB370-5G5.0/9G4.0-100T-150-T6-2670.
- [37] Nuclear Energy Agency, "Plutonium Management in the Medium Term", NEA4451, ISBN 92-64-02151-5, OECD 2003.
- [38] J. Ramon Ramirez, Gustavo Alonso, Robert T. Perry and Javier Ortiz-Villafuerte, "Assessment of a MOX Fuel Assembly Design for a BWR Mixed Reload, Fuel Cycle and Management", Nuclear Technology, Vol. 156, May 9, 2006.

- [39] F. Martín-Fuertes, “Technical notes with the specifications for calculations involving minor actinides recycling”, WP4 SP2.1, CIEMAT, July 2009.
- [40] Daniel Westlén, “Why Faster is Better - On Minor Actinide Transmutation in Hard Neutron Spectra”, Doctoral Thesis Stockholm, Sweden 2007.
- [41] “Plan de Utilización de Energía – Rev. Num. 28”, 16-Dic-11, CNLV – CFE.
- [42] J. C. Wagner, M. D. DeHart, and B. L. Broadhead, “Investigation of Burnup Credit Modeling Issues Associated with BWR Fuel”, ORNL/TM-1999/193, UT-Battelle, LLC, Oak Ridge National Laboratory, October 2000.
- [43] Miguel Salaices, Salvador Sandoval, Rosember Ovando “Perfiles de decaimiento de radiación b y g para un inventario de radionúclidos en ciclo de equilibrio de un reactor tipo BWR” XVIII Congreso Anual de la SNM; XXV Reunión Anual de la SMSR; 2007 LAS/ANS Symposium; Asociación Mex. para la Economía Energética, Cancún, Quintana Roo, México del 1 al 5 de Julio de 2007.

Apéndice A

Descripción del Benchmark de la NEA/OECD: Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase VII, “UO₂ Fuel: Study of Spent Fuel Compositions for Long-term Disposal”

En la Tabla A1, se muestran las características geométricas y de material para un ensamble combustible tipo PWR, la Figura A1 se muestra la configuración de un ensamble 17x17 de UO₂ para un reactor de potencia tipo PWR, las Figuras A2 y A3 muestran la geometría para la barra de combustible y tubo guía correspondientemente. La Tabla A2 muestra las características del contenedor del CNG, la Figura A4 muestra un corte axial del contenedor de los ensambles de CNG, la Figura A5 muestra un corte transversal del contenedor de los ensambles de CNG, la Figura A6 muestra el esquema geométrico de un contenedor individual para un ensamble de CNG y la Tabla A3 muestra las densidades atómicas de los materiales para la realización de los cálculos.

Tabla A1. Características para el ensamble combustible.

Datos del ensamble.	
Arreglo.	17 X 17 (264 barras combustible, 25 tubos guía).
Dimensiones.	21.505 X 21.505 X 409.2 cm ³ .
Pitch de la barra.	1.265 cm.
Moderador.	Agua.
Componente superior e inferior.	50% Acero inoxidable 50% Agua por volumen.
Altura del componente superior.	30 cm.
Altura del componente inferior.	10 cm.
Altura de la región superior de agua.	7.0 cm.
Región de agua inferior.	0.0 cm.
Longitud de la barra.	365.7 cm.
Material de los tapones inferior y superior.	Zr ₄ .

Continuación Tabla A1.

Altura de los tapones.	1.75 cm.
Longitud total de la barra combustible.	369.2 cm (Combustible + 2 tapones).
Radio de la barra de combustible.	0.41266 cm.
Radio del encamisado.	0.474364 cm.
Material del encamisado.	Zr ₄ .
Radio interior del tubo guía.	0.57294 cm.
Radio exterior del tubo guía.	0.61301 cm.
Encamisado del tubo guía.	Zr ₄ .

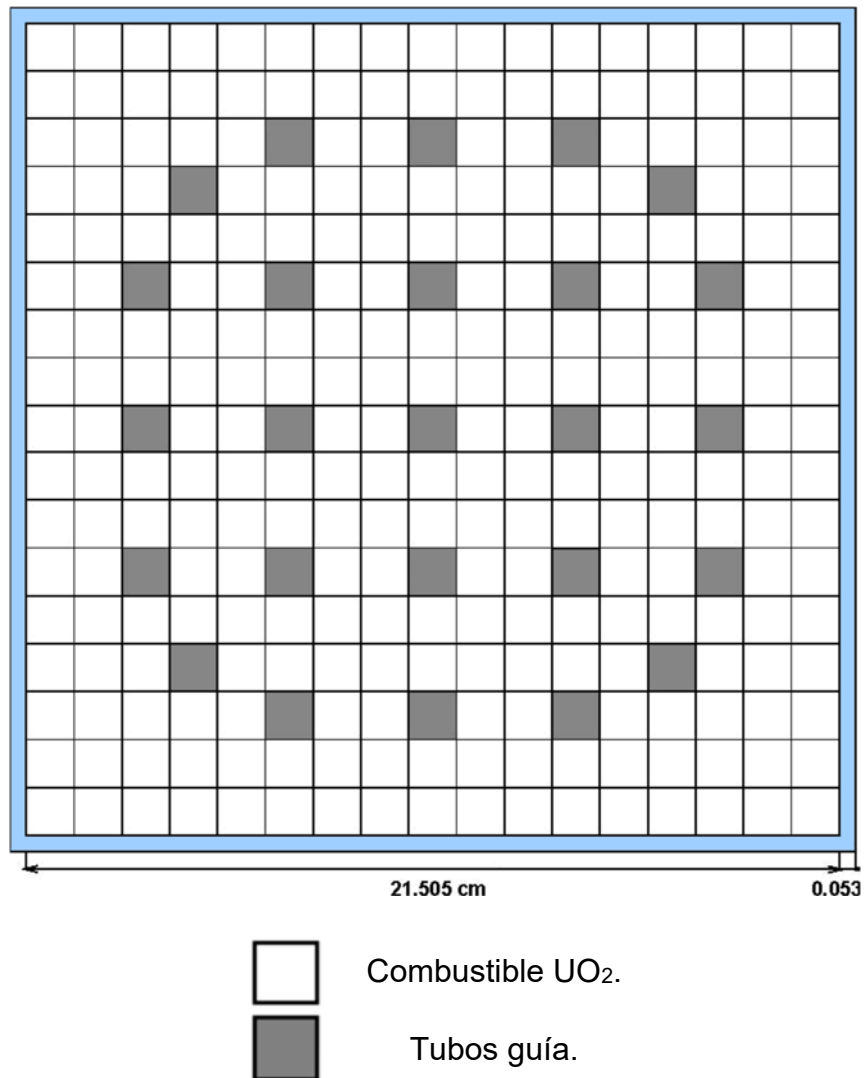


Figura A1. Esquema geométrico del ensamble 17x17 de UO₂ y localización de los tubos guías.

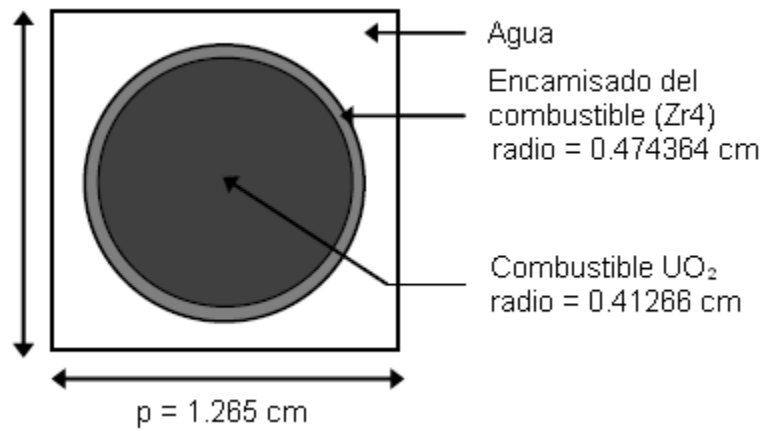


Figura A2. Geometría de la barra de combustible.

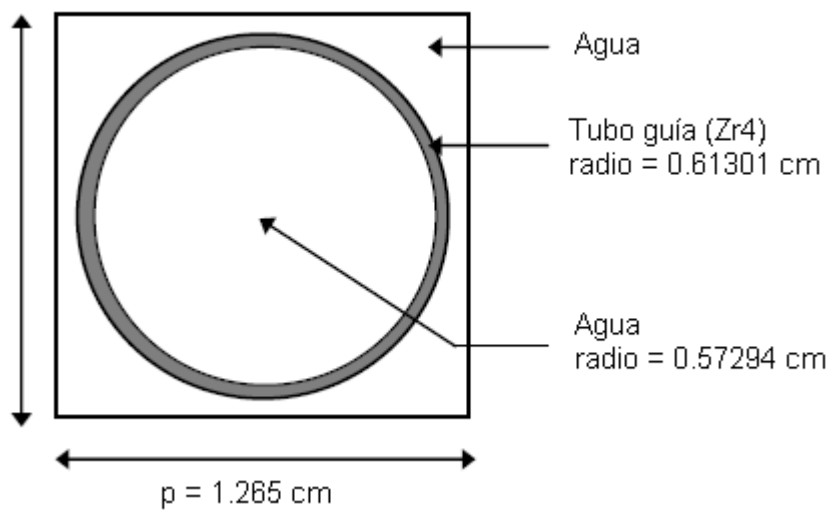


Figura A3. Geometría del tubo guía.

Tabla A2. Características del contenedor del CNG.

Contenedor.	
Diámetro interior.	136.0 cm.
Diámetro exterior.	196.0 cm.
Material.	Acero inoxidable (SS304).
Altura total.	476.2 cm.
Altura de la cavidad interior.	416.2 cm.
Dimensiones internas del bastidor.	22 X 22 416.2 cm.
Material.	Acero inoxidable borado (1 w% boro).
Espesor de la pared del bastidor.	1 cm.
Configuración.	
21 ensambles posicionados en un arreglo de 5 X 5 (sin ensambles en las esquinas).	
Los ensambles están centrados junto con el bastidor.	
El contenedor es completamente llenado con agua. La temperatura de los componentes del contenedor es de 293 °K.	

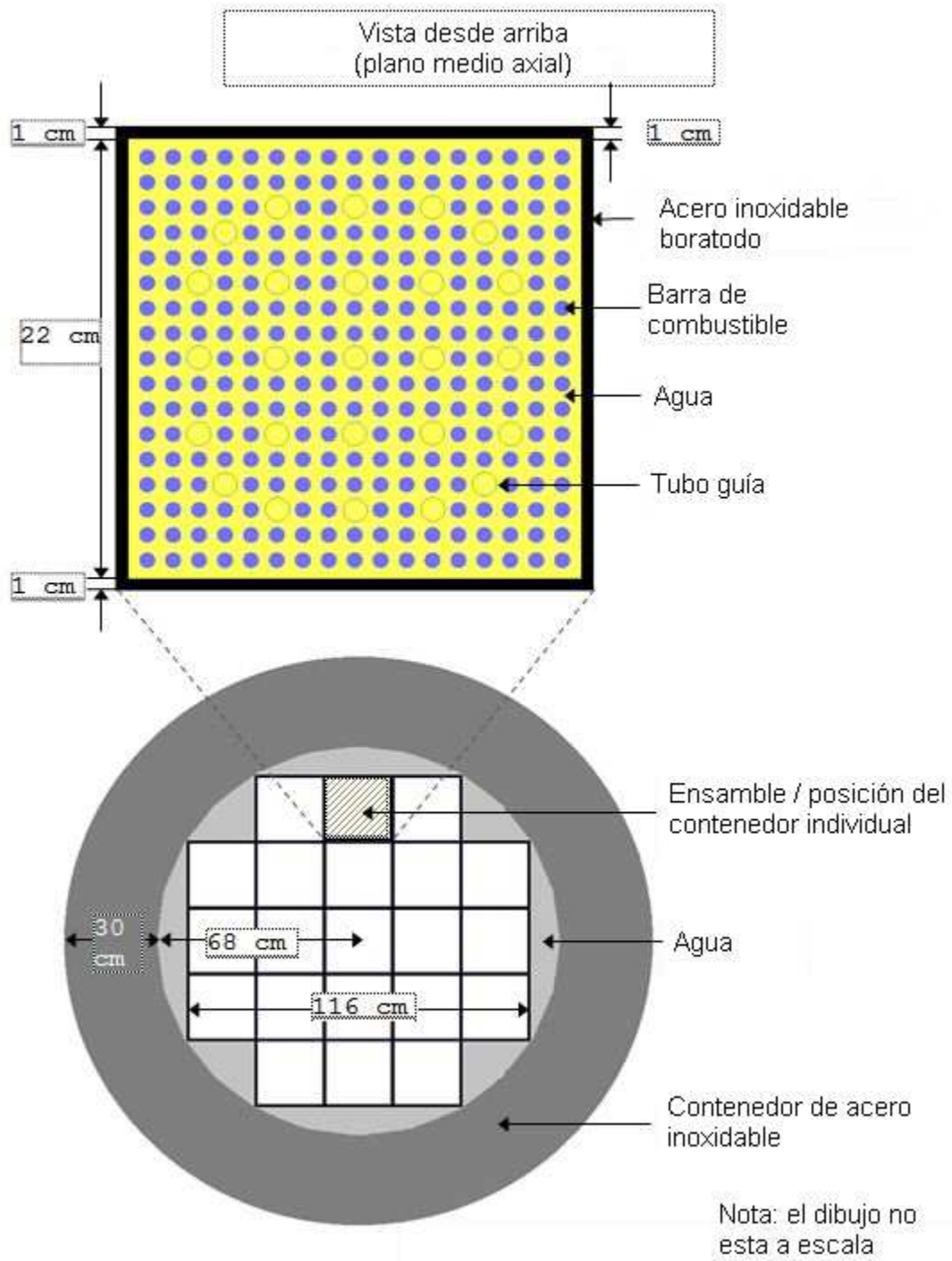
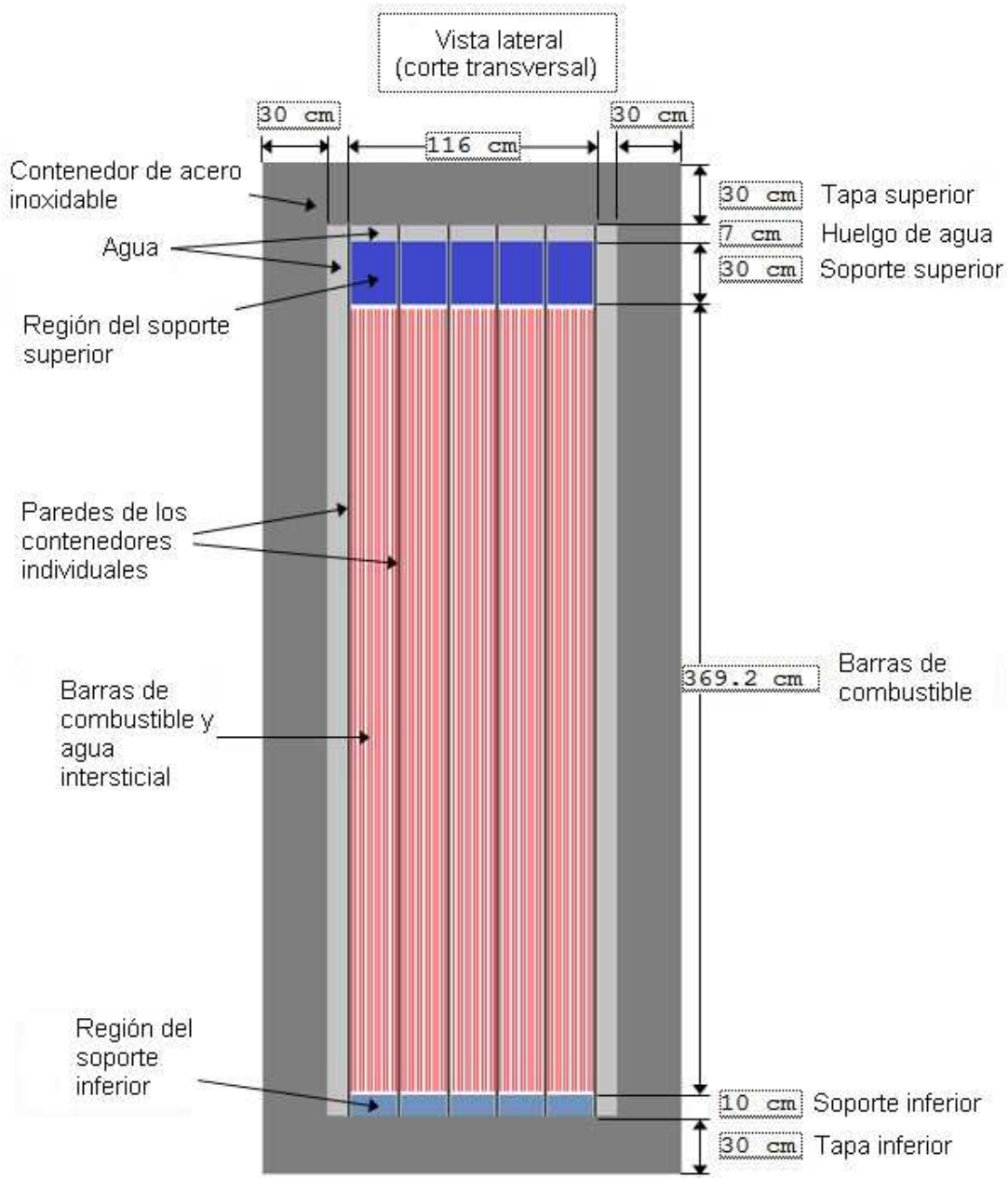
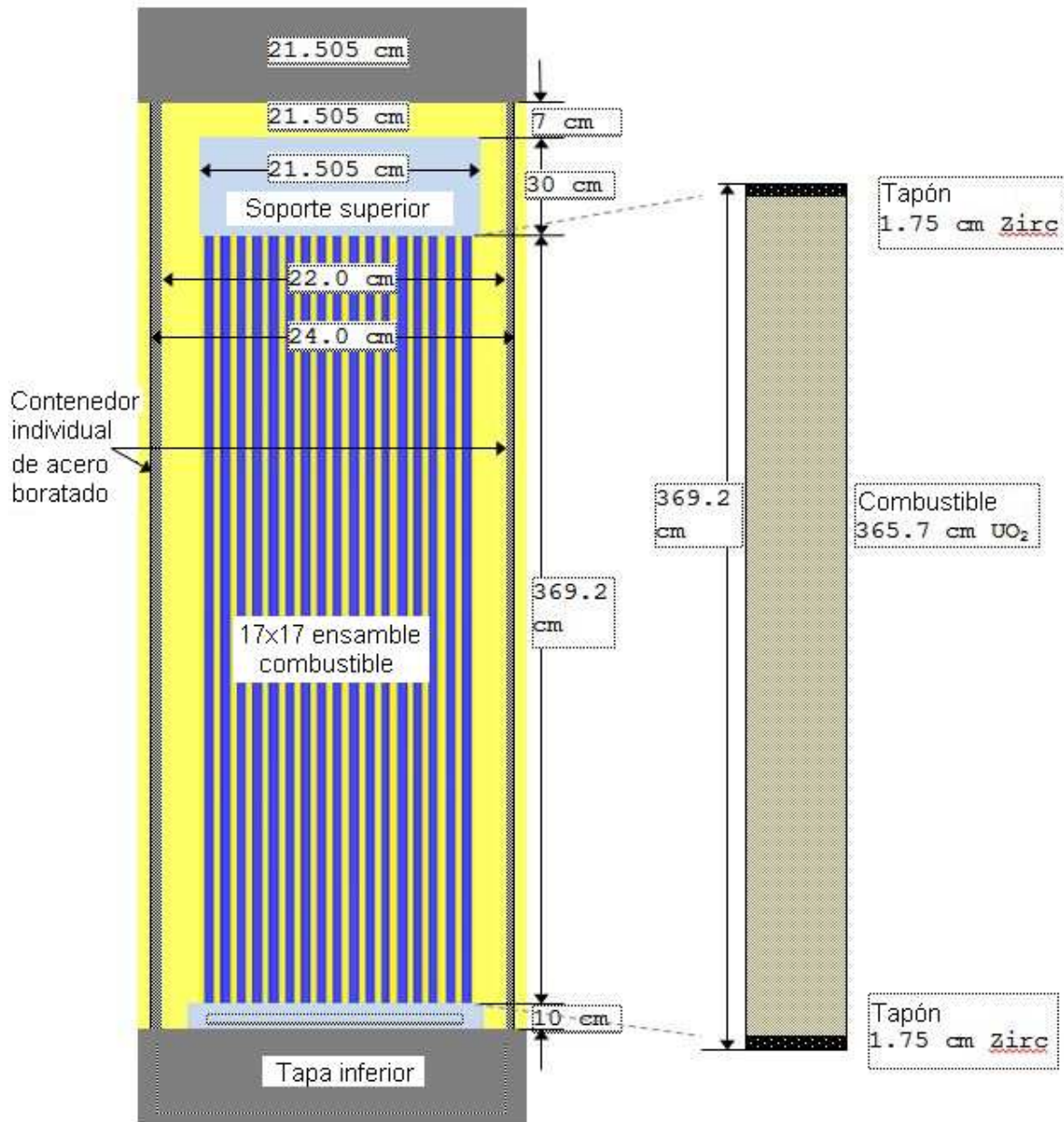


Figura A4. Corte axial del contenedor de los CNG.



Nota: el dibujo no está a escala

Figura A5. Corte transversal del contenedor de los CNG.



Nota: el dibujo no esta a escala

Figura A6. Esquema geométrico de un contenedor individual de un CNG.

Tabla A3. Densidades atómicas de los materiales usados en el benchmark.

Elemento	Densidad atómica (b ⁻¹ cm ⁻¹)	Elemento	Densidad atómica (b ⁻¹ cm ⁻¹)
Combustible Fresco		Encamisado del combustible	
²³⁴ U	9.5013E-06	Fierro	1.383E-04
²³⁵ U	1.0916E-03	Cromo	7.073E-05
²³⁶ U	5.0726E-06	Oxígeno	2.874E-04
²³⁸ U	2.2859E-02	Zircaloy	3.956E-02
Oxígeno en el combustible	4.7923E-02		
Tapón		Tubo guía	
Cromo	7.589E-05	Fierro	1.476E-04
Fierro	1.484E-04	Cromo	7.549E-05
Zircaloy	4.298E-02	Oxígeno	3.067E-04
		Zircaloy	4.222E-02
Agua		Acero inoxidable	
Hidrógeno	6.662E-02	Cromo	1.743E-02
Oxígeno	3.331E-02	Manganeso	1.736E-03
		Fierro	5.936E-02
		Níquel	7.721E-03
Acero inoxidable boratado (1wt%)		Mezcla 50% agua / 50% acero inoxidable	
Cromo	1.691E-02	Cromo	8.714E-03
Manganeso	1.684E-03	Manganeso	8.682E-04
Fierro	5.758E-02	Fierro	2.968E-02
Níquel	7.489E-03	Níquel	3.860E-03
¹⁰ Boro	7.836E-04	Hidrógeno	3.338E-02
¹¹ Boro	3.181E-03	Oxígeno	1.669E-02

Apéndice B

Resultados del Benchmark de la NEA/OECD: Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase VII, “UO2 Fuel: Study of Spent Fuel Compositions for Long-term Disposal”

En la Tabla B1 y B2, se muestran los resultados obtenidos de las densidades atómicas, en los cálculos de quemado y decaimiento radiactivo, para los distintos actínidos y PF correspondientemente, comparados con los reportados en el documento benchmark de la NEA/OECD.

El valor de la diferencia porcentual para todos los casos, fue calculado de la siguiente forma:

$$\text{Diferencia (\%)} = \frac{|\text{Benchmark} - \text{ININ}|}{\text{Benchmark}} * 100$$

donde:

Benchmark: es el valor de la densidad atómica en átomos/barns-cm del isótopo correspondiente al reportado en el documento benchmark de la NEA/OECD.

ININ: es valor de la densidad atómica en átomos/barns-cm del isótopo correspondiente al obtenido en la simulación realizada con ORIGEN-S en el ININ.

Tabla B1. Resultados obtenidos de las densidades isotópicas (átomos/barns-cm) de actínidos comparados con el benchmark.

Tiempo (años)	²³³ U			²³⁴ U		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	8.708E-11	8.708E-11	0.00	4.573E-06	4.574E-06	0.02
1	9.362E-11	9.362E-11	0.00	4.649E-06	4.650E-06	0.02
2	1.009E-10	1.008E-10	0.10	4.727E-06	4.727E-06	0.00
5	1.212E-10	1.212E-10	0.00	4.958E-06	4.958E-06	0.00
10	1.540E-10	1.540E-10	0.00	5.330E-06	5.331E-06	0.02
20	2.206E-10	2.206E-10	0.00	6.033E-06	6.033E-06	0.00
40	3.590E-10	3.589E-10	0.03	7.282E-06	7.282E-06	0.00
60	5.058E-10	5.057E-10	0.02	8.349E-06	8.349E-06	0.00
80	6.617E-10	6.616E-10	0.02	9.261E-06	9.261E-06	0.00
100	8.269E-10	8.268E-10	0.01	1.004E-05	1.004E-05	0.00
120	1.001E-09	1.001E-09	0.00	1.070E-05	1.070E-05	0.00
150	1.279E-09	1.279E-09	0.00	1.152E-05	1.152E-05	0.00
200	1.784E-09	1.784E-09	0.00	1.253E-05	1.253E-05	0.00
300	2.936E-09	2.936E-09	0.00	1.366E-05	1.366E-05	0.00
500	5.715E-09	5.715E-09	0.00	1.440E-05	1.440E-05	0.00
1000	1.450E-08	1.450E-08	0.00	1.458E-05	1.458E-05	0.00
2000	3.551E-08	3.550E-08	0.03	1.455E-05	1.455E-05	0.00
5000	1.026E-07	1.025E-07	0.10	1.443E-05	1.443E-05	0.00
8000	1.691E-07	1.691E-07	0.00	1.432E-05	1.432E-05	0.00
10000	2.130E-07	2.130E-07	0.00	1.425E-05	1.425E-05	0.00
15000	3.209E-07	3.208E-07	0.03	1.407E-05	1.407E-05	0.00
20000	4.263E-07	4.263E-07	0.00	1.389E-05	1.389E-05	0.00
25000	5.293E-07	5.292E-07	0.02	1.371E-05	1.371E-05	0.00
30000	6.299E-07	6.298E-07	0.02	1.353E-05	1.353E-05	0.00
40000	8.242E-07	8.241E-07	0.01	1.319E-05	1.319E-05	0.00
45000	9.179E-07	9.178E-07	0.01	1.302E-05	1.302E-05	0.00
50000	1.009E-06	1.009E-06	0.00	1.286E-05	1.286E-05	0.00
100000	1.814E-06	1.814E-06	0.00	1.132E-05	1.132E-05	0.00
500000	4.178E-06	4.178E-06	0.00	4.480E-06	4.480E-06	0.00
1000000	4.028E-06	4.028E-06	0.00	2.006E-06	2.006E-06	0.00

Continuación Tabla B1.

Tiempo (años)	²³⁵ U			²³⁶ U		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	2.495E-04	2.494E-04	0.04	1.504E-04	1.505E-04	0.07
1	2.495E-04	2.495E-04	0.00	1.505E-04	1.505E-04	0.00
2	2.495E-04	2.495E-04	0.00	1.505E-04	1.505E-04	0.00
5	2.495E-04	2.495E-04	0.00	1.505E-04	1.505E-04	0.00
10	2.496E-04	2.495E-04	0.04	1.505E-04	1.506E-04	0.07
20	2.496E-04	2.496E-04	0.00	1.506E-04	1.506E-04	0.00
40	2.497E-04	2.497E-04	0.00	1.508E-04	1.508E-04	0.00
60	2.498E-04	2.498E-04	0.00	1.509E-04	1.509E-04	0.00
80	2.499E-04	2.499E-04	0.00	1.511E-04	1.511E-04	0.00
100	2.500E-04	2.500E-04	0.00	1.512E-04	1.513E-04	0.07
120	2.502E-04	2.501E-04	0.04	1.514E-04	1.514E-04	0.00
150	2.503E-04	2.502E-04	0.04	1.516E-04	1.516E-04	0.00
200	2.506E-04	2.505E-04	0.04	1.520E-04	1.520E-04	0.00
300	2.511E-04	2.510E-04	0.04	1.528E-04	1.528E-04	0.00
500	2.522E-04	2.521E-04	0.04	1.543E-04	1.543E-04	0.00
1000	2.548E-04	2.547E-04	0.04	1.580E-04	1.580E-04	0.00
2000	2.599E-04	2.598E-04	0.04	1.648E-04	1.648E-04	0.00
5000	2.745E-04	2.744E-04	0.04	1.813E-04	1.813E-04	0.00
8000	2.879E-04	2.879E-04	0.00	1.933E-04	1.933E-04	0.00
10000	2.963E-04	2.963E-04	0.00	1.994E-04	1.995E-04	0.05
15000	3.154E-04	3.153E-04	0.03	2.101E-04	2.102E-04	0.05
20000	3.320E-04	3.319E-04	0.03	2.164E-04	2.165E-04	0.05
25000	3.464E-04	3.464E-04	0.00	2.201E-04	2.202E-04	0.05
30000	3.589E-04	3.589E-04	0.00	2.223E-04	2.223E-04	0.00
40000	3.792E-04	3.792E-04	0.00	2.243E-04	2.243E-04	0.00
45000	3.874E-04	3.874E-04	0.00	2.247E-04	2.248E-04	0.04
50000	3.945E-04	3.945E-04	0.00	2.249E-04	2.250E-04	0.04
100000	4.295E-04	4.294E-04	0.02	2.250E-04	2.250E-04	0.00
500000	4.402E-04	4.402E-04	0.00	2.223E-04	2.224E-04	0.04
1000000	4.400E-04	4.400E-04	0.00	2.191E-04	2.191E-04	0.00

Continuación Tabla B1.

Tiempo (años)	²³⁸ U			²³⁸ Pu		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	2.195E-02	2.195E-02	0.00	9.351E-06	9.351E-06	0.00
1	2.195E-02	2.195E-02	0.00	9.799E-06	9.797E-06	0.02
2	2.195E-02	2.195E-02	0.00	9.822E-06	9.820E-06	0.02
5	2.195E-02	2.195E-02	0.00	9.618E-06	9.617E-06	0.01
10	2.195E-02	2.195E-02	0.00	9.247E-06	9.245E-06	0.02
20	2.195E-02	2.195E-02	0.00	8.546E-06	8.545E-06	0.01
40	2.195E-02	2.195E-02	0.00	7.300E-06	7.299E-06	0.01
60	2.195E-02	2.195E-02	0.00	6.236E-06	6.235E-06	0.02
80	2.195E-02	2.195E-02	0.00	5.327E-06	5.326E-06	0.02
100	2.195E-02	2.195E-02	0.00	4.551E-06	4.550E-06	0.02
120	2.195E-02	2.195E-02	0.00	3.888E-06	3.887E-06	0.03
150	2.195E-02	2.195E-02	0.00	3.070E-06	3.069E-06	0.03
200	2.195E-02	2.195E-02	0.00	2.072E-06	2.071E-06	0.05
300	2.195E-02	2.195E-02	0.00	9.441E-07	9.440E-07	0.01
500	2.195E-02	2.195E-02	0.00	1.971E-07	1.971E-07	0.00
1000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	4.197E-09	4.196E-09	0.02
2000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	3.007E-12	3.007E-12	0.00
5000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
8000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
10000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
15000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
20000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
25000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
30000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
40000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
45000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
50000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
100000	2.195E-02	2.195E-02	0.00	---	---	---
500000	2.196E-02	2.196E-02	0.00	---	---	---
1000000	2.196E-02	2.196E-02	0.00	---	---	---

Continuación Tabla B1.

Tiempo (años)	²³⁹ Pu			²⁴⁰ Pu		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	1.834E-04	1.834E-04	0.00	7.286E-05	7.286E-05	0.00
1	1.853E-04	1.853E-04	0.00	7.291E-05	7.294E-05	0.04
2	1.853E-04	1.853E-04	0.00	7.299E-05	7.301E-05	0.03
5	1.853E-04	1.853E-04	0.00	7.321E-05	7.323E-05	0.03
10	1.852E-04	1.853E-04	0.05	7.351E-05	7.353E-05	0.03
20	1.852E-04	1.852E-04	0.00	7.394E-05	7.396E-05	0.03
40	1.851E-04	1.851E-04	0.00	7.437E-05	7.439E-05	0.03
60	1.850E-04	1.850E-04	0.00	7.448E-05	7.450E-05	0.03
80	1.849E-04	1.849E-04	0.00	7.445E-05	7.447E-05	0.03
100	1.848E-04	1.848E-04	0.00	7.435E-05	7.437E-05	0.03
120	1.847E-04	1.847E-04	0.00	7.422E-05	7.424E-05	0.03
150	1.846E-04	1.846E-04	0.00	7.401E-05	7.403E-05	0.03
200	1.843E-04	1.844E-04	0.05	7.362E-05	7.364E-05	0.03
300	1.839E-04	1.839E-04	0.00	7.285E-05	7.287E-05	0.03
500	1.829E-04	1.829E-04	0.00	7.133E-05	7.135E-05	0.03
1000	1.805E-04	1.806E-04	0.06	6.766E-05	6.768E-05	0.03
2000	1.759E-04	1.759E-04	0.00	6.088E-05	6.089E-05	0.02
5000	1.624E-04	1.625E-04	0.06	4.434E-05	4.435E-05	0.02
8000	1.498E-04	1.499E-04	0.07	3.230E-05	3.231E-05	0.03
10000	1.419E-04	1.419E-04	0.00	2.615E-05	2.616E-05	0.04
15000	1.237E-04	1.237E-04	0.00	1.542E-05	1.542E-05	0.00
20000	1.076E-04	1.076E-04	0.00	9.093E-06	9.095E-06	0.02
25000	9.347E-05	9.348E-05	0.01	5.362E-06	5.364E-06	0.04
30000	8.114E-05	8.115E-05	0.01	3.162E-06	3.163E-06	0.03
40000	6.104E-05	6.104E-05	0.00	1.100E-06	1.100E-06	0.00
45000	5.291E-05	5.291E-05	0.00	6.484E-07	6.486E-07	0.03
50000	4.585E-05	4.586E-05	0.02	3.824E-07	3.825E-07	0.03
100000	1.091E-05	1.091E-05	0.00	1.945E-09	1.945E-09	0.00
500000	1.103E-10	1.103E-10	0.00	---	---	---
1000000	---	---	---	---	---	---

Continuación Tabla B1.

Tiempo (años)	²⁴¹ Pu			²⁴² Pu		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	4.799E-05	4.799E-05	0.00	1.901E-05	1.900E-05	0.05
1	4.572E-05	4.573E-05	0.02	1.901E-05	1.901E-05	0.00
2	4.357E-05	4.357E-05	0.00	1.901E-05	1.901E-05	0.00
5	3.769E-05	3.769E-05	0.00	1.901E-05	1.901E-05	0.00
10	2.960E-05	2.960E-05	0.00	1.901E-05	1.901E-05	0.00
20	1.826E-05	1.826E-05	0.00	1.901E-05	1.901E-05	0.00
40	6.948E-06	6.949E-06	0.01	1.901E-05	1.901E-05	0.00
60	2.644E-06	2.644E-06	0.00	1.901E-05	1.901E-05	0.00
80	1.006E-06	1.006E-06	0.00	1.901E-05	1.901E-05	0.00
100	3.830E-07	3.830E-07	0.00	1.901E-05	1.901E-05	0.00
120	1.459E-07	1.459E-07	0.00	1.901E-05	1.901E-05	0.00
150	3.442E-08	3.442E-08	0.00	1.901E-05	1.901E-05	0.00
200	3.285E-09	3.286E-09	0.03	1.901E-05	1.900E-05	0.05
300	2.546E-10	2.546E-10	0.00	1.900E-05	1.900E-05	0.00
500	2.265E-10	2.266E-10	0.04	1.900E-05	1.900E-05	0.00
1000	2.175E-10	2.175E-10	0.00	1.898E-05	1.898E-05	0.00
2000	2.004E-10	2.005E-10	0.05	1.895E-05	1.895E-05	0.00
5000	1.569E-10	1.569E-10	0.00	1.885E-05	1.885E-05	0.00
8000	1.229E-10	1.229E-10	0.00	1.874E-05	1.874E-05	0.00
10000	1.044E-10	1.044E-10	0.00	1.868E-05	1.868E-05	0.00
15000	6.942E-11	6.942E-11	0.00	1.851E-05	1.850E-05	0.05
20000	4.617E-11	4.617E-11	0.00	1.834E-05	1.833E-05	0.05
25000	3.071E-11	3.071E-11	0.00	1.817E-05	1.817E-05	0.00
30000	2.042E-11	2.042E-11	0.00	1.800E-05	1.800E-05	0.00
40000	9.035E-12	9.035E-12	0.00	1.767E-05	1.767E-05	0.00
45000	6.009E-12	6.009E-12	0.00	1.751E-05	1.750E-05	0.06
50000	3.996E-12	3.997E-12	0.03	1.734E-05	1.734E-05	0.00
100000	---	---	---	1.581E-05	1.581E-05	0.00
500000	---	---	---	7.525E-06	7.525E-06	0.00
1000000	---	---	---	2.976E-06	2.976E-06	0.00

Continuación Tabla B1.

Tiempo (años)	241Am		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	2.231E-06	2.231E-06	0.00
1	4.487E-06	4.489E-06	0.04
2	6.635E-06	6.637E-06	0.03
5	1.247E-05	1.247E-05	0.00
10	2.042E-05	2.043E-05	0.05
20	3.134E-05	3.135E-05	0.03
40	4.146E-05	4.146E-05	0.00
60	4.437E-05	4.438E-05	0.02
80	4.458E-05	4.459E-05	0.02
100	4.379E-05	4.379E-05	0.00
120	4.264E-05	4.265E-05	0.02
150	4.075E-05	4.075E-05	0.00
200	3.764E-05	3.764E-05	0.00
300	3.207E-05	3.207E-05	0.00
500	2.328E-05	2.328E-05	0.00
1000	1.045E-05	1.045E-05	0.00
2000	2.109E-06	2.109E-06	0.00
5000	2.212E-08	2.212E-08	0.00
8000	4.014E-09	4.014E-09	0.00
10000	3.290E-09	3.290E-09	0.00
15000	2.094E-09	2.094E-09	0.00
20000	1.393E-09	1.393E-09	0.00
25000	9.262E-10	9.262E-10	0.00
30000	6.160E-10	6.160E-10	0.00
40000	2.724E-10	2.724E-10	0.00
45000	1.812E-10	1.812E-10	0.00
50000	1.205E-10	1.205E-10	0.00
100000	2.041E-12	2.041E-12	0.00
500000	---	---	---
1000000	---	---	---

Tabla B2. Resultados obtenidos de las densidades isotópicas (átomos/barns-cm) de PF comparados con el benchmark.

Tiempo (años)	²³⁷ Np			^{242m} Am		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	1.989E-05	1.989E-05	0.00	5.263E-08	5.26E-08	0.00
1	2.018E-05	2.017E-05	0.05	5.237E-08	5.24E-08	0.02
2	2.018E-05	2.018E-05	0.00	5.212E-08	5.21E-08	0.00
5	2.023E-05	2.023E-05	0.00	5.135E-08	5.14E-08	0.02
10	2.036E-05	2.036E-05	0.00	5.011E-08	5.01E-08	0.00
20	2.079E-05	2.078E-05	0.05	4.770E-08	4.77E-08	0.00
40	2.198E-05	2.198E-05	0.00	4.324E-08	4.32E-08	0.00
60	2.337E-05	2.337E-05	0.00	3.919E-08	3.92E-08	0.00
80	2.480E-05	2.480E-05	0.00	3.552E-08	3.55E-08	0.00
100	2.622E-05	2.621E-05	0.04	3.219E-08	3.22E-08	0.00
120	2.760E-05	2.760E-05	0.00	2.918E-08	2.92E-08	0.00
150	2.961E-05	2.960E-05	0.03	2.518E-08	2.52E-08	0.00
200	3.275E-05	3.274E-05	0.03	1.969E-08	1.97E-08	0.00
300	3.832E-05	3.832E-05	0.00	1.204E-08	1.20E-08	0.00
500	4.711E-05	4.711E-05	0.00	4.506E-09	4.51E-09	0.00
1000	5.994E-05	5.994E-05	0.00	3.857E-10	3.86E-10	0.00
2000	6.826E-05	6.827E-05	0.01	2.827E-12	2.83E-12	0.00
5000	7.031E-05	7.031E-05	0.00	---	---	---
8000	7.028E-05	7.028E-05	0.00	---	---	---
10000	7.025E-05	7.025E-05	0.00	---	---	---
15000	7.015E-05	7.016E-05	0.01	---	---	---
20000	7.005E-05	7.006E-05	0.01	---	---	---
25000	6.995E-05	6.995E-05	0.00	---	---	---
30000	6.984E-05	6.985E-05	0.01	---	---	---
40000	6.962E-05	6.963E-05	0.01	---	---	---
45000	6.951E-05	6.952E-05	0.01	---	---	---
50000	6.940E-05	6.940E-05	0.00	---	---	---
100000	6.829E-05	6.829E-05	0.00	---	---	---
500000	5.999E-05	5.999E-05	0.00	---	---	---
1000000	5.103E-05	5.102E-05	0.02	---	---	---

Continuación Tabla B2.

Tiempo (años)	²⁴³ Am			⁹⁵ Mo		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	5.609E-06	5.608E-06	0.02	6.080E-05	6.079E-05	0.02
1	5.612E-06	5.612E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
2	5.612E-06	5.612E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
5	5.610E-06	5.610E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
10	5.608E-06	5.607E-06	0.02	6.080E-05	6.079E-05	0.02
20	5.602E-06	5.602E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
40	5.592E-06	5.592E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
60	5.581E-06	5.581E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
80	5.571E-06	5.571E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
100	5.560E-06	5.560E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
120	5.550E-06	5.550E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
150	5.534E-06	5.534E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
200	5.508E-06	5.508E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
300	5.457E-06	5.457E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
500	5.355E-06	5.355E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
1000	5.109E-06	5.109E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
2000	4.650E-06	4.650E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
5000	3.507E-06	3.507E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
8000	2.645E-06	2.645E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
10000	2.191E-06	2.191E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
15000	1.369E-06	1.369E-06	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
20000	8.556E-07	8.556E-07	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
25000	5.346E-07	5.346E-07	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
30000	3.341E-07	3.341E-07	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
40000	1.304E-07	1.304E-07	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
45000	8.150E-08	8.150E-08	0.00	6.080E-05	6.079E-05	0.02
50000	5.093E-08	5.092E-08	0.02	6.080E-05	6.079E-05	0.02
100000	4.622E-10	4.620E-10	0.04	6.080E-05	6.079E-05	0.02
500000	---	---	---	6.080E-05	6.079E-05	0.02
1000000	---	---	---	6.080E-05	6.079E-05	0.02

Continuación Tabla B2.

Tiempo (años)	⁹⁹ Tc			¹⁰¹ Ru		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	6.673E-05	6.672E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
1	6.693E-05	6.692E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
2	6.693E-05	6.692E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
5	6.693E-05	6.692E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
10	6.693E-05	6.692E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
20	6.693E-05	6.691E-05	0.03	6.562E-05	6.561E-05	0.01
40	6.692E-05	6.691E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
60	6.692E-05	6.691E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
80	6.691E-05	6.690E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
100	6.691E-05	6.690E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
120	6.690E-05	6.689E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
150	6.690E-05	6.689E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
200	6.689E-05	6.687E-05	0.03	6.562E-05	6.561E-05	0.01
300	6.687E-05	6.685E-05	0.03	6.562E-05	6.561E-05	0.01
500	6.682E-05	6.681E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
1000	6.671E-05	6.670E-05	0.01	6.562E-05	6.561E-05	0.01
2000	6.649E-05	6.648E-05	0.02	6.562E-05	6.561E-05	0.01
5000	6.584E-05	6.583E-05	0.02	6.562E-05	6.561E-05	0.01
8000	6.520E-05	6.518E-05	0.03	6.562E-05	6.561E-05	0.01
10000	6.477E-05	6.476E-05	0.02	6.562E-05	6.561E-05	0.01
15000	6.371E-05	6.370E-05	0.02	6.562E-05	6.561E-05	0.01
20000	6.268E-05	6.266E-05	0.03	6.562E-05	6.561E-05	0.01
25000	6.166E-05	6.164E-05	0.03	6.562E-05	6.561E-05	0.01
30000	6.065E-05	6.064E-05	0.02	6.562E-05	6.561E-05	0.01
40000	5.869E-05	5.868E-05	0.02	6.562E-05	6.561E-05	0.01
45000	5.774E-05	5.773E-05	0.02	6.562E-05	6.561E-05	0.01
50000	5.680E-05	5.679E-05	0.02	6.562E-05	6.561E-05	0.01
100000	4.820E-05	4.819E-05	0.02	6.562E-05	6.561E-05	0.01
500000	1.296E-05	1.296E-05	0.00	6.562E-05	6.561E-05	0.01
1000000	2.509E-06	2.508E-06	0.04	6.562E-05	6.561E-05	0.01

Continuación Tabla B2.

Tiempo (años)	¹⁰³ Rh			¹⁰⁹ Ag		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
1	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
2	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
5	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
10	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
20	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
40	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
60	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
80	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
100	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
120	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
150	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
200	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
300	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
500	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
1000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
2000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
5000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
8000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
10000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
15000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
20000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
25000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
30000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
40000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
45000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
50000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
100000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
500000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02
1000000	3.470E-05	3.470E-05	0.01	6.073E-06	6.07E-06	0.02

Continuación Tabla B2.

Tiempo (años)	¹³³ Cs			¹⁴³ Nd		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
1	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
2	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
5	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
10	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
20	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
40	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
60	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
80	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
100	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
120	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
150	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
200	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
300	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
500	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
1000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
2000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
5000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
8000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
10000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
15000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
20000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
25000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
30000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
40000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
45000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
50000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
100000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
500000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01
1000000	6.987E-05	6.987E-05	0.01	4.657E-05	4.657E-05	0.01

Continuación Tabla B2.

Tiempo (años)	¹⁴⁵ Nd			¹⁴⁷ Sm		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	3.805E-05	3.806E-05	0.03	4.709E-06	4.708E-06	0.02
1	3.805E-05	3.806E-05	0.03	6.503E-06	6.503E-06	0.00
2	3.805E-05	3.806E-05	0.03	7.884E-06	7.884E-06	0.00
5	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.038E-05	1.038E-05	0.00
10	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.190E-05	1.190E-05	0.00
20	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.241E-05	1.241E-05	0.00
40	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
60	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
80	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
100	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
120	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
150	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
200	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
300	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
500	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
1000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
2000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
5000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
8000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
10000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
15000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
20000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
25000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
30000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
40000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
45000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
50000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
100000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
500000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00
1000000	3.805E-05	3.806E-05	0.03	1.245E-05	1.245E-05	0.00

Continuación Tabla B2.

Tiempo (años)	¹⁴⁹ Sm			¹⁵⁰ Sm		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
1	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
2	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
5	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
10	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
20	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
40	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
60	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
80	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
100	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
120	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
150	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
200	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
300	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
500	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
1000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
2000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
5000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
8000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
10000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
15000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
20000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
25000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
30000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
40000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
45000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
50000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
100000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
500000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02
1000000	1.381E-07	1.380E-07	0.04	1.625E-05	1.63E-05	0.02

Continuación Tabla B2.

Tiempo (años)	151Sm			152Sm		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	9.711E-07	9.709E-07	0.02	6.322E-06	6.323E-06	0.02
1	9.721E-07	9.720E-07	0.01	6.322E-06	6.323E-06	0.02
2	9.646E-07	9.645E-07	0.01	6.322E-06	6.323E-06	0.02
5	9.426E-07	9.425E-07	0.01	6.322E-06	6.324E-06	0.03
10	9.070E-07	9.069E-07	0.01	6.322E-06	6.324E-06	0.03
20	8.397E-07	8.397E-07	0.00	6.322E-06	6.325E-06	0.05
40	7.198E-07	7.198E-07	0.00	6.322E-06	6.325E-06	0.05
60	6.171E-07	6.170E-07	0.02	6.322E-06	6.325E-06	0.05
80	5.290E-07	5.289E-07	0.02	6.322E-06	6.325E-06	0.05
100	4.535E-07	4.534E-07	0.02	6.322E-06	6.325E-06	0.05
120	3.887E-07	3.887E-07	0.00	6.322E-06	6.325E-06	0.05
150	3.085E-07	3.085E-07	0.00	6.322E-06	6.325E-06	0.05
200	2.099E-07	2.099E-07	0.00	6.322E-06	6.325E-06	0.05
300	9.717E-08	9.716E-08	0.01	6.322E-06	6.325E-06	0.05
500	2.082E-08	2.082E-08	0.00	6.322E-06	6.325E-06	0.05
1000	4.426E-10	4.425E-10	0.02	6.322E-06	6.325E-06	0.05
2000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
5000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
8000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
10000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
15000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
20000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
25000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
30000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
40000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
45000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
50000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
100000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
500000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05
1000000	---	---	---	6.322E-06	6.325E-06	0.05

Continuación Tabla B2.

Tiempo (años)	¹⁵¹ Eu			¹⁵³ Eu		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	1.564E-09	1.564E-09	0.00	6.625E-06	6.624E-06	0.01
1	9.081E-09	9.079E-09	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
2	1.654E-08	1.654E-08	0.00	6.625E-06	6.624E-06	0.01
5	3.858E-08	3.857E-08	0.03	6.625E-06	6.624E-06	0.01
10	7.420E-08	7.418E-08	0.03	6.625E-06	6.624E-06	0.01
20	1.414E-07	1.414E-07	0.00	6.625E-06	6.624E-06	0.01
40	2.614E-07	2.613E-07	0.04	6.625E-06	6.624E-06	0.01
60	3.641E-07	3.640E-07	0.03	6.625E-06	6.624E-06	0.01
80	4.523E-07	4.521E-07	0.04	6.625E-06	6.624E-06	0.01
100	5.278E-07	5.277E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
120	5.925E-07	5.924E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
150	6.728E-07	6.726E-07	0.03	6.625E-06	6.624E-06	0.01
200	7.714E-07	7.712E-07	0.03	6.625E-06	6.624E-06	0.01
300	8.842E-07	8.839E-07	0.03	6.625E-06	6.624E-06	0.01
500	9.605E-07	9.603E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
1000	9.809E-07	9.806E-07	0.03	6.625E-06	6.624E-06	0.01
2000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
5000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
8000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
10000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
15000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
20000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
25000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
30000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
40000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
45000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
50000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
100000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
500000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01
1000000	9.813E-07	9.811E-07	0.02	6.625E-06	6.624E-06	0.01

Continuación Tabla B2.

Tiempo (años)	¹⁵⁵ Gd		
	Benchmark	ININ	Diferencia (%)
A la descarga	5.462E-09	5.462E-09	0.00
1	5.291E-08	5.291E-08	0.00
2	9.383E-08	9.383E-08	0.00
5	1.858E-07	1.858E-07	0.00
10	2.718E-07	2.718E-07	0.00
20	3.323E-07	3.323E-07	0.00
40	3.492E-07	3.492E-07	0.00
60	3.501E-07	3.501E-07	0.00
80	3.501E-07	3.501E-07	0.00
100	3.501E-07	3.501E-07	0.00
120	3.501E-07	3.501E-07	0.00
150	3.501E-07	3.501E-07	0.00
200	3.501E-07	3.501E-07	0.00
300	3.501E-07	3.501E-07	0.00
500	3.501E-07	3.501E-07	0.00
1000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
2000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
5000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
8000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
10000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
15000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
20000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
25000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
30000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
40000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
45000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
50000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
100000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
500000	3.501E-07	3.501E-07	0.00
1000000	3.501E-07	3.501E-07	0.00

Apéndice C

Productos de la Investigación

Artículos en revistas internacionales.

Eduardo Martínez, J. Ramón Ramírez, Gustavo Alonso, “Actinides Recycling Assessment in a Thermal Reactor”, *Annals of Nuclear Energy* 79 (2015) 51-60, Publicado Mayo de 2015.

Jose R. Ramirez, Gustavo Alonso, Eduardo Martínez, Rogelio Castillo, “Actinides Recycling in a BWR”, *Progress in Nuclear Energy*, Enviado 29 de Julio de 2015.

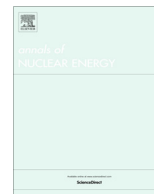
Artículos Nacionales (Sociedad Nuclear Mexicana).

Eduardo Martínez Caballero, José Ramón Ramírez Sánchez, Gustavo Alonso Vargas, “Inventario de Actínidos de la Central Nuclear Laguna Verde Unidad 1”, XXIV Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana / XII Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica. Querétaro, Querétaro, México, del 30 de Junio al 3 de Julio de 2013.

José R. Ramírez Sánchez, Eduardo Martínez Caballero, Héctor Balboa L., “Reducción de Actínidos por Reciclado en un Reactor Térmico”, XXV Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana / XIII Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica. Boca del Río, Veracruz, México, del 31 de Agosto al 4 de Septiembre de 2014.

J. Ramón Ramírez S., Javier C. Palacios Hernández, Eduardo Martínez C., “Esquema Integrado de Largo Plazo para la Administración de Combustible Gastado de Reactores Nucleares de Potencia”, XXVI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana / XIV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica. Puerto Vallarta, Jalisco, México, del 5 al 8 de Julio de 2015.

Eduardo Martínez Caballero, José R. Ramírez Sánchez, Gustavo Alonso Vargas, “Reducción de Actínidos Menores por Reciclado en un Reactor de Agua Liger”, XXVI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana / XIV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica. Puerto Vallarta, Jalisco, México, del 5 al 8 de Julio de 2015.



Actinides recycling assessment in a thermal reactor



Eduardo Martínez^a, J. Ramón Ramírez^a, Gustavo Alonso^{a,b,*}

^a Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Carretera México-Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México 52750, Mexico

^b Instituto Politécnico Nacional, Unidad Profesional Adolfo López Mateos, Ed. 9, Lindavista, D. F. 07300, Mexico

ARTICLE INFO

Article history:

Received 27 October 2014

Received in revised form 13 January 2015

Accepted 14 January 2015

Keywords:

Actinides recycling

Thermal reactor

High level waste reduction

ABSTRACT

Actinides recycling have the potential to reduce the geological repository burden of the high-level radioactive waste that is produced in a nuclear power reactor. The core of a standard light water reactor is composed only by fuel assemblies and there are no specific positions to allocate any actinides blanket, in this assessment it is proposed to replace several fuel rods by actinides blankets inside some of the reactor core fuel assemblies. In the first part of this study, a single uranium standard fuel assembly is modeled and the amount of actinides generated during irradiation is quantified for use it as reference. Later, in the same fuel assembly four rods containing 6 w/o of minor actinides and using depleted uranium as matrix were replaced and depletion was simulated to obtain the net reduction of minor actinides. Other calculations were performed using MOX fuel lattices instead of uranium standard fuel to find out how much reduction is possible to obtain. Results show that a reduction of minor actinides is possible using thermal reactors and a higher reduction is obtained when the minor actinides are embedded in uranium fuel assemblies instead of MOX fuel assemblies.

© 2015 Elsevier Ltd. All rights reserved.

1. Introduction

Depleted nuclear reactor fuel assemblies contain uranium and plutonium that can be recycled but also contain actinides that are considered nuclear waste. If recycling is chosen the actinides must be conditioned to be stored as long-life nuclear waste. An alternative to reduce that nuclear waste is to recycle minor actinides and destroy them by irradiation in a thermal reactor (OECD, 1999; OECD, 2006).

Currently, several millions of years will be necessary to reduce the potential radioactive hazard of the current vitrified high-level radioactive waste, which assumes only U and Pu recycling, to the same radioactive-hazard level of the original U ore.

Recovering and recycling the Minor Actinides (MAs), such as Neptunium (Np), Americium (Am) and Curium (Cm), with conventional Uranium (U) and Plutonium (Pu) in the spent fuel is generally called “Actinides Recycle” or “TRU Recycle” and the research and development (R&D) activities are underway in several countries (IAEA, 2003; Fukuda et al., 2003; IAEA, 2005; IAEA, 2012; Warin et al., 2004; OECD, 2005).

Actinides recycle (TRU recycle) have the potential to reduce the geological repository burden of the high-level radioactive waste. Moreover, that actinides recycle could drastically reduce the potential radioactive hazard in a time frame of over thousands of years instead of the current millions of years needed, the different alternatives to dispose depleted fuel are shown in Fig. 1 (OECD, 2005).

In this assessment a reference uranium fuel will be modeled using HELIOS (ScandPower, 1995), the infinite multiplication factor will be obtained as a function of the burnup and the amount of minor actinides will be accounted.

An equivalent MOX fuel assembly to the reference uranium fuel assembly will be designed using a previous methodology (Ramirez et al., 2006). And here also, the infinite multiplication factor and the amount of minor actinides will be calculated to be used as reference.

Later, in the uranium reference fuel assembly, four fuel rods will be replaced by minor actinides rods and this will be done also for the MOX reference fuel assembly, both cases will be analyzed and compared to learn about the minor actinides reduction.

2. Reference uranium fuel

As a starting point, a single uranium fuel assembly, composed by six different fuel cells, was modeled and it was assumed to be irradiated up to 48.33 GWd/MT, which is a standard burnup for fuel assemblies in an 18 month cycle reactor strategy (CNLV-CFE,

* Corresponding author at: Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Department of Nuclear Systems, Carretera México-Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México, C.P. 52750, Mexico. Tel.: +52 (55) 5329 7233; fax: +52 (55) 5329 7301.

E-mail addresses: eduardo.martinez@inin.gob.mx (E. Martínez), ramon.ramirez@inin.gob.mx (J.R. Ramírez), gustavo.alonso@inin.gob.mx, gustavoalonso3@gmail.com (G. Alonso).

Nomenclature

Am	Americium	Np	neptunium
Cu	curium	Pu	plutonium
FBDR	fuel bundle design report	R&D	research and development
Gd ₃ O ₈	gadolinium oxide	TRU	transuranics
GWd	gigawatt-day	U	uranium
Gx	gadolinium rod (x: gadolinium enrichment)	UO ₂	uranium oxide
MAs	minor actinides (Neptunium ²³⁷ Np, ²³⁹ Np; Americium ²⁴¹ Am, ^{242m} Am, Curium ²⁴² Cm, ²⁴³ Cm, ²⁴⁴ Cm)	UO _x	uranium oxide
Mt	metric tone	W	water channel
MOX	mixed (uranium-plutonium) oxide	w/o	weight percent

2011). HELIOS code (ScandPower, 1995) was used to simulate the fuel depletion and to obtain the isotopes inventory at discharge. The actinides inventory will be used as reference for posterior comparison.

The fuel assembly used is a GE12 that is composed by a 10 × 10 fuel rods array with a 3.7 w/o average enrichment, axial distribution is shown in Fig. 2 and the radial enrichment distribution in the fuel assembly cells is shown in Figs. 3–8 (CFE, 1999). This assembly contains short rods, also called partial length rods, in some positions.

2.1. Cell assemblies description

Fig. 2 shows the axial enrichment distribution and type of the cell used to model the fuel as well as the nodalization and corresponding lengths for each type of cell. Each node has 6 inches length and the total nodes make 150 inches for active length of fuel, the node 1 corresponds to the bottom of the fuel and the node 25 to the top (CFE, 1999).

Here the type of cell corresponds to a particular radial enrichment map, the cells type 1, 5, and 6 are cells that use only natural uranium as fuel and these cells correspond to the bottom and top of the fuel assembly, as they are used as reflector on the axial direction of the assembly.

Fuel cells 2, 3, and 4 correspond to maps with different radial enrichment, so the cell 2 has an average enrichment of 4.11 w/o and the cells 3 and 4 an average enrichment of 4.00 w/o, with different content of gadolinium in some of the fuel rods.

Figs. 3–8 show the radial description of the Cells type 1–6, in each one of them the number represents the w/o of U-235 enrichment for the fuel rod, when a g appears means that the fuel rod contains gadolinium. W means a water channel; yellow shadow means a short rod and gray shadow that the fuel rod is void.

Cell type 1, shown in Fig. 3, has an axial length of 6 inches and represents the lower part of the fuel assembly. The Fig. 4 shows the cell type 2 with all the radial enrichment distributions into the assembly, in this cell different positions of gadolinium rods can be seen, they are 5 rods with 5 w/o of Gd₂O₃ and 9 rods with 4 w/o Gd₂O₃ (the axial length of this cell is 84 inches).

The Fig. 5 shows the cell type 3 with its respective enrichments, in particular this cell shows 14 empty positions (without uranium) and it has an axial length of 12 inches.

The cell type 4 showed in the Fig. 6 has similar characteristics to the type 3 cell, in particular the cell shows 14 empty positions, as these positions indicate the short rods positions, the axial length for this cell is 36 inches.

The Fig. 7 shows the cell type 5, the natural uranium distribution and short rods position in the fuel assembly, the axial length of this region is 6 inches. The cell type 6 is shown in the Fig. 8 and corresponds to the last node of the fuel assembly at its top position, and the length is 6 inches.

2.2. Results for each axial cell, UO₂ fuel

In the in-core fuel management it is customary to use a 2-dimension code to solve the transport equation for each cell that compose the fuel assembly and to report the infinite multiplication

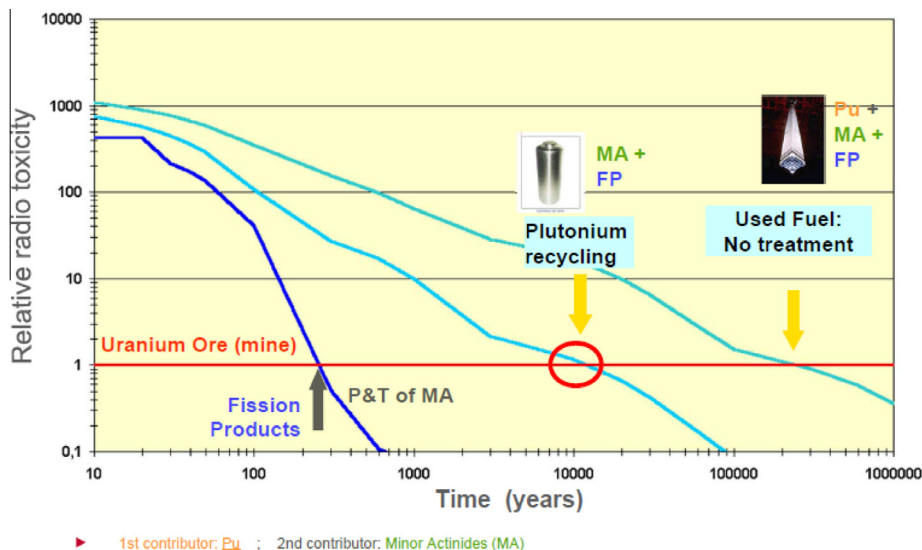


Fig. 1. Alternatives for high nuclear waste disposition.

Node #	UO ₂ Cell	Enrichment %	Length inches
25	Type 6	0.71	6
24	Type 5	0.71	6
23			
22			
21	Type 4	4.00	36
20			
19			
18			
17	Type 3	4.00	12
16			
15			
14			
13			
12			
11			
10			
9	Type 2	4.11	84
8			
7			
6			
5			
4			
3			
2			
1	Type 1	0.71	6

Fig. 2. Axial enrichment distribution of the reference uranium cell.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Fig. 3. Radial enrichment distribution for cell type 1.

factor that is a measure of neutron population between a neutron generation and the previous generation, this multiplication factor it is considered infinite because the boundary conditions assumed is that the fuel cell is surrounded by identical fuel cells (mirror condition) such there is no neutron net leakage over the boundaries of the fuel assembly.

The code used is then tested against the fuel bundle design report results given by the fuel assembly manufacturer by comparing the infinite multiplication factor, k_{∞} .

In this analysis k_{∞} was calculated as a burnup function for each one of the fuel assembly cells and using HELIOS 1.4 and

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80	4.40	3.95	4.90	3.95	3.95	4.90	3.95	4.40	2.80
3.60	3.95	4.4 g5	3.95	4.4 g5	4.90	4.40	4.4 g4	3.95	3.95
4.40	4.90	3.95	4.4 g4	4.90	W	W	4.40	4.90	4.40
4.40	3.95	4.4 g5	4.90	4.40	W	W	4.4 g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W	4.40	4.40	4.40	4.4 g4	4.40
3.95	4.90	4.40	W	W	4.40	4.40	4.4 g4	4.90	4.40
3.60	3.95	4.4 g4	4.40	4.4 g5	4.40	4.4 g4	4.40	3.95 g4	3.95
2.80	4.40	3.95	4.90	4.40	4.4 g4	4.90	3.95 g4	4.40	3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Fig. 4. Radial enrichment distribution for cell type 2.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80	3.95	3.95	3.95	3.95	3.95	3.95	3.95	3.95	2.80
3.60	3.95	4.4 g5	3.95	4.4 g5	4.90	4.40	4.4 g4	3.95	3.95
4.40	3.95	4.4 g4	4.90	W	W	4.40	4.40	4.40	4.40
4.40	3.95	4.4 g5	4.90	W	W	4.4 g5	4.40	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W	4.40	4.40	4.4 g4	4.40	4.40
3.95	4.40	W	W	4.40	4.40	4.4 g4	4.40	4.40	4.40
3.60	3.95	4.4 g4	4.40	4.4 g5	4.40	4.4 g4	4.40	3.95 g4	3.95
2.80	3.95	3.95	4.40	4.4 g4	4.90	3.95 g4	4.40	3.60	2.00
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Fig. 5. Radial enrichment distribution for cell type 3.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80	3.95	3.95	3.95	3.95	3.95	3.95	3.95	3.95	2.80
3.60	3.95	4.4 g5	3.95	4.4 g5	4.90	4.40	4.4 g4	3.95	3.95
4.40	3.95	4.4 g4	4.90	W	W	4.40	4.40	4.40	4.40
4.40	3.95	4.4 g5	4.90	W	W	4.4 g5	4.40	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W	4.40	4.40	4.4 g4	4.40	4.40
3.95	4.40	W	W	4.40	4.40	4.4 g4	4.40	4.40	4.40
3.60	3.95	4.4 g4	4.40	4.4 g5	4.40	4.4 g4	4.40	3.95 g4	3.95
2.80	3.95	3.95	4.40	4.4 g4	4.90	3.95 g4	4.40	3.60	2.00
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Fig. 6. Radial enrichment distribution for cell type 4.

ENDF/B-VI library with 35 energy groups for neutrons and 18 groups for gammas (ScandPower, 2003). Fig. 9 shows the results obtained for k_{∞} in different burnup steps, from 0 to 65 GWd/MT for each different type of UO₂ fuel cell (6 types of cell). As it is expected cells 1, 5, and 6, that are composed by natural uranium, have k_{∞} below 1.0.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71	0.71	0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71	0.71	0.71	W	W	0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71		W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W		0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71	W	W	0.71	0.71	0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Fig. 7. Radial enrichment distribution for cell type 5.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71		0.71		0.71		0.71		0.71
0.71		0.71		0.71	W	W	0.71		0.71
0.71	0.71		0.71		W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W		0.71	0.71		0.71
0.71			W	W	0.71	0.71			0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71		0.71		0.71
0.71				0.71					0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Fig. 8. Radial enrichment distribution for cell type 6.

These results obtained with HELIOS were compared with the ones reported in the FBDR (Fuel Bundle Design Report) (CFE, 1999) for the fuel assembly. The relative error was calculated from the following way:

$$\text{Relative error (pcm)} = \frac{|\text{FBDR} - \text{HELIOS}|}{\text{FBDR}} \times 100000$$

where FBDR is the *k*-inf value reported in the Fuel Bundle Design Report; HELIOS: is the *k*-inf value calculated using the HELIOS code.

Tables 1–3 show the differences between cells 1 and 2, 3 and 4, and 5 and 6. Fig. 9 also shows those differences which are below 500 pcm, a value considered acceptable for simulation (O'Donnell et al., 2001).

3. MOX fuel

The equivalent MOX fuel design is based having the same mechanical design that the one of the standard uranium fuel; the only changes are the fissile materials into the fuel (Ramirez et al., 2006).

The plutonium considered will be reactor-grade, which is obtained from UO₂ irradiated in power reactors, and the isotopic composition depends on several factors as: initial ²³⁵U in the fuel, type of reactor, burnup at discharge and the storage time after discharge. The isotopic composition is sometimes called the plutonium vector referring to the group of numerical values that defines the isotopic composition (IAEA, 2003).

The typical concentration of plutonium fissile isotopes is around 69 w/o (OECD, 2003). That vector will be the one used in this study; this vector is shown in the Table 4. MOX is embedded in a uranium matrix coming from uranium tails with a concentration of 0.25 w/o ²³⁵U.

To introduce the change of fissile material into the model for the uranium fuel, the next scaling was done: first substitute the uranium enrichments by fissile plutonium multiplied by 1.8 (this factor was derived from previous studies) (Ramirez et al., 2006), Table 5 shows the axial plutonium concentrations for the equivalent MOX fuel assembly. The material fissile relation from uranium to plutonium becomes:

$$\begin{aligned} \text{RMF} &= (\text{Fissile Plutonium})/(\text{Fissile Uranium}) \\ &= [^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}]/[^{235}\text{U}] = 1.8 \end{aligned}$$

In the MOX fuel assembly the top and bottom cells (1, 5, and 6) will be kept to be the same as the reference uranium fuel assembly (containing only natural uranium) since they are acting as reflector in the bottom and top of the reactor core.

The other 3 cells will be designed based on the plutonium scaling for each fuel rod, only the fuel rods that contain gadolinium will not be scaled and will remain the same as the reference uranium fuel as a mixture of gadolinium and enriched uranium (Alonso and Adams, 2002).

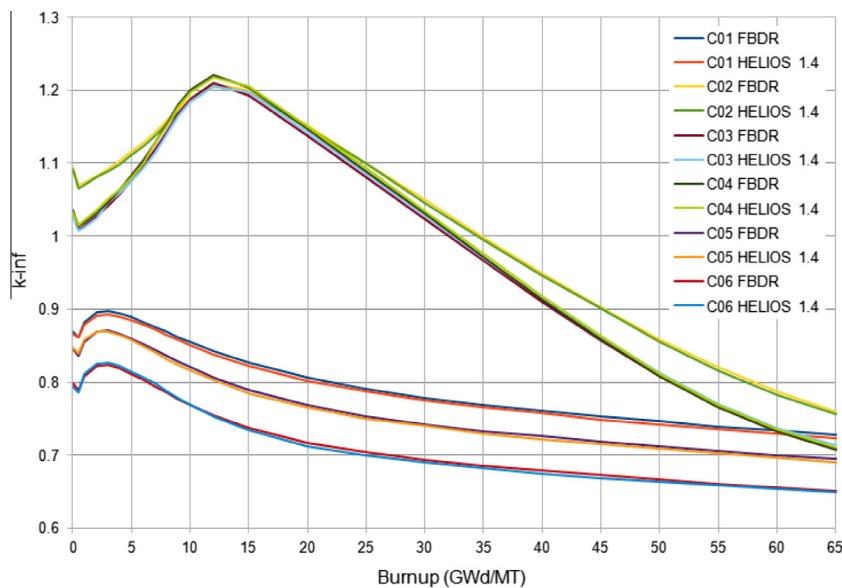


Fig. 9. Infinite multiplication factor behavior in the cells of the uranium reference fuel assembly.

Table 1
k-Inf relative error for cells 1 and 2.

Burnup (GWd/MT)	C01			C02		
	<i>k</i> -Inf		Relative error pcm	<i>k</i> -Inf		Relative error pcm
	FBDR	HELIOS 1.4		FBDR	HELIOS 1.4	
0.0	0.86970	0.86553	417	1.09359	1.09257	102
0.5	0.86175	0.86092	83	1.07007	1.06597	410
1.0	0.88160	0.87800	360	1.07308	1.07089	219
2.0	0.89568	0.89129	439	1.08256	1.08142	114
3.0	0.89773	0.89339	434	1.09265	1.08865	400
4.0	0.89453	0.89021	432	1.10330	1.09888	442
5.0	0.88900	0.88476	424	1.11492	1.11048	444
6.0	0.88247	0.87805	442	1.12779	1.12389	390
7.0	0.87555	0.87197	358	1.14210	1.13806	404
8.0	0.86853	0.86484	369	1.15771	1.15376	395
9.0	0.86163	0.85787	376	1.17385	1.16942	443
10.0	0.85495	0.85052	443	1.18903	1.18461	442
12.0	0.84255	0.83858	397	1.20841	1.20469	372
15.0	0.82646	0.82241	405	1.20072	1.19714	358
20.0	0.80588	0.80227	361	1.15148	1.14793	355
25.0	0.79087	0.78759	328	1.10001	1.10000	1
30.0	0.77884	0.77561	323	1.04898	1.04541	357
35.0	0.76897	0.76506	391	0.99870	0.99471	399
40.0	0.76051	0.75706	345	0.94967	0.94582	385
45.0	0.75298	0.74907	391	0.90273	0.90004	269
50.0	0.74606	0.74282	324	0.85897	0.85484	413
55.0	0.73967	0.73608	359	0.81988	0.81632	356
60.0	0.73370	0.72978	392	0.78686	0.78346	340
65.0	0.72802	0.72381	421	0.75989	0.75689	300

Table 2
k-Inf relative error for cells 3 and 4.

Burnup (GWd/MT)	C03			C04		
	<i>k</i> -Inf		Relative error pcm	<i>k</i> -Inf		Relative error pcm
	FBDR	HELIOS 1.4		FBDR	HELIOS 1.4	
0.0	1.03073	1.02802	271	1.03619	1.03177	442
0.5	1.00964	1.00795	169	1.01433	1.01485	52
1.0	1.01430	1.01157	273	1.01888	1.02225	337
2.0	1.02763	1.02420	343	1.03229	1.03571	342
3.0	1.04221	1.04604	383	1.04720	1.05056	336
4.0	1.05817	1.05913	96	1.06375	1.06388	13
5.0	1.07601	1.07408	193	1.08250	1.07931	319
6.0	1.09618	1.09296	322	1.10392	1.09992	400
7.0	1.11880	1.11444	436	1.12810	1.12761	49
8.0	1.14312	1.13877	435	1.15406	1.15021	385
9.0	1.16707	1.16384	323	1.17933	1.17642	291
10.0	1.18785	1.18501	284	1.20077	1.19723	354
12.0	1.20920	1.20519	401	1.22157	1.21798	359
15.0	1.19285	1.19731	446	1.20323	1.20503	180
20.0	1.13764	1.14209	445	1.14697	1.15002	305
25.0	1.08092	1.08542	450	1.08912	1.09359	447
30.0	1.02377	1.02772	395	1.03055	1.03373	318
35.0	0.96664	0.96921	257	0.97170	0.97597	427
40.0	0.91052	0.91500	448	0.91367	0.91724	357
45.0	0.85705	0.86138	433	0.85824	0.86219	395
50.0	0.80829	0.81278	449	0.80776	0.81124	348
55.0	0.76659	0.77066	407	0.76491	0.76879	388
60.0	0.73393	0.73801	408	0.73190	0.73558	368
65.0	0.70932	0.71375	443	0.70749	0.71099	350

As an example, the MOX cell type 2 shown in the Fig. 10 is the equivalent to the cell type 2 for the uranium fuel in which is possible to observe the radial distribution of fissile material concentrations.

4. Minor actinides generation

The first step to calculate the minor actinides generation is to test our computational tools. It will be done by analyzing the

“UO₂ Fuel: Study of Spent Fuel Compositions for Long-term Disposal” benchmark (OECD, 2012).

Here, Origen-Arp (Gauld et al., 2009), will be used to assess the benchmark, results and comparison against benchmark results for ²⁴¹Am, ^{242m}Am and ²³⁷Np, that are the minor actinides reported in the benchmark, are given in Table 6.

From this comparison can be seen that the relative error between Origen-Arp calculation and the Benchmark Sample Mean is less than one relative standard deviation in all the cases analyzed.

Table 3
k-Inf relative error for cells 5 and 6.

Burnup (GWd/MT)	C05			C06		
	k-Inf		Relative error pcm	k-Inf		Relative error pcm
	FBDR	HELIOS 1.4		FBDR	HELIOS 1.4	
0.0	0.84494	0.84718	224	0.79804	0.79355	449
0.5	0.83601	0.83912	311	0.78921	0.78626	295
1.0	0.85505	0.85744	239	0.80751	0.81073	322
2.0	0.86883	0.86977	94	0.82154	0.82526	372
3.0	0.87038	0.86989	49	0.82315	0.82753	438
4.0	0.86630	0.86493	137	0.81879	0.82240	361
5.0	0.85969	0.85766	203	0.81166	0.81477	311
6.0	0.85197	0.84935	262	0.80328	0.80706	378
7.0	0.84384	0.84072	312	0.79445	0.79800	355
8.0	0.83571	0.83208	363	0.78563	0.78806	243
9.0	0.82779	0.82369	410	0.77710	0.77848	138
10.0	0.82021	0.81573	448	0.76900	0.76946	46
12.0	0.80641	0.80309	332	0.75452	0.75336	116
15.0	0.78911	0.78502	409	0.73696	0.73430	266
20.0	0.76814	0.76495	319	0.71685	0.71270	415
25.0	0.75369	0.75009	360	0.70380	0.69971	409
30.0	0.74247	0.73990	257	0.69395	0.68992	403
35.0	0.73341	0.72960	381	0.68602	0.68226	376
40.0	0.72558	0.72221	337	0.67905	0.67471	434
45.0	0.71852	0.71468	384	0.67267	0.66881	386
50.0	0.71199	0.70874	325	0.66669	0.66333	336
55.0	0.70589	0.70227	362	0.66102	0.65823	279
60.0	0.70015	0.69713	302	0.65568	0.65342	226
65.0	0.69469	0.69032	437	0.65059	0.64885	174

Table 4
Plutonium vector.

Isotope	238Pu	239Pu	240Pu	241Pu	242Pu
w/o	1.5	60.2	24.5	8.8	5.0

As part of the information that provides a Helios code simulation is the decay calculation of minor actinides as a burnup function, to test this code the fuel assembly cell type 2 will be analyzed using Origen-Arp and the minor actinides results will be compared against the ones provided by the results of Helios 1.4 simulation.

Table 5
Uranium to plutonium concentrations scaling.

w/o ²³⁵ U	w/o Pu fissile (²³⁹ Pu + ²⁴¹ Pu)	w/o Pu total (All Vector)	²³⁵ U in MOX
2.00	3.60	5.2174	0.2369
2.80	5.04	7.3043	0.2317
3.60	6.48	9.3913	0.2265
3.95	7.11	10.3043	0.2242
4.40	7.92	11.4783	0.2213
4.90	8.82	12.7826	0.2180

Table 7 shows that comparison, where it can be seen that the relative error in the worst case at the end of the burnup when

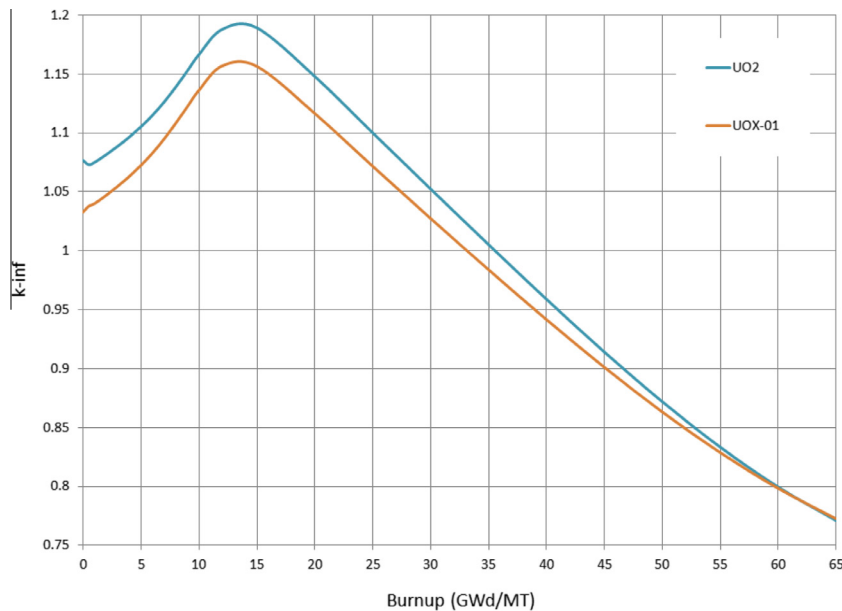


Fig. 10. Infinite multiplication factor behavior for the UOX-01 cell.

Table 6
Decay calculation results for ²⁴¹Am, ^{242m}Am and ²³⁷Np (atom/barn-cm).

Time (years)	²⁴¹ Am		^{242m} Am		²³⁷ Np	
	Benchmark Sample mean (Relative standard deviation %)	Origin-Arp (Relative error %)	Benchmark Sample mean (Relative standard deviation %)	Origin-Arp (Relative error %)	Benchmark Sample mean (Relative standard deviation %)	Origin-Arp (Relative error %)
0	2.231E-06 (0.00)	2.231E-06 (0.00)	5.263E-08 (0.00)	5.26E-08 (0.00)	1.989E-05 (0.00)	1.989E-05 (0.00)
10	2.041E-05 (0.16)	2.043E-05 (0.09)	5.012E-08 (0.09)	5.010E-08 (0.04)	2.036E-05 (0.00)	2.036E-05 (0.00)
500	2.328E-05 (0.04)	2.328E-05 (0.00)	4.566E-09 (4.99)	4.510E-09 (1.23)	4.722E-05 (0.89)	4.711E-05 (0.01)
1000	1.045E-05 (0.07)	1.045E-05 (0.00)	3.970E-10 (10.79)	3.860E-10 (2.77)	6.004E-05 (0.70)	5.994E-05 (0.01)
2000	2.111E-06 (0.15)	2.109E-06 (0.09)	3.027E-12 (25.20)	2.830E-12 (6.50)	6.838E-05 (0.62)	6.826E-05 (0.02)
5000	2.216E-08 (0.39)	2.212E-08 (0.18)	-	-	7.042E-05 (0.60)	7.031E-05 (0.03)
20,000	1.427E-09 (2.71)	1.393E-09 (2.38)	-	-	7.006E-05 (0.01)	7.005E-05 (0.10)
50,000	1.236E-10 (2.76)	1.205E-10 (2.51)	-	-	6.941E-05 (0.01)	6.940E-05 (0.02)
100,000	2.174E-12 (17.99)	2.041E-12 (6.12)	-	-	6.829E-05 (0.01)	6.829E-05 (0.02)

Table 7
Comparison of decay results between HELIOS 1.4 and Origen-Arp for some minor actinides (atom/barn-cm).

Burnup GWd/Mt	Origin-Arp	Helios 1.4	Relative error %	Origin-Arp	Helios 1.4	Relative error %
	²⁴¹ Am	^{242m} Am		^{242m} Am	²⁴³ Cm	
15	1.515E-07	1.398E-07	7.72	2.330E-08	2.330E-08	0.00
30	1.107E-06	1.095E-06	1.08	1.864E-07	1.864E-07	0.00
50	3.274E-06	3.262E-06	0.36	6.990E-07	6.990E-07	0.00
65	3.390E-06	3.379E-06	0.32	2.330E-06	2.330E-06	0.00
	²⁴² Cm			²⁴³ Cm		
30	1.491E-07	1.631E-07	-9.39	1.258E-07	1.398E-07	-11.13
40	3.122E-07	3.262E-07	-4.48	4.054E-07	4.194E-07	-3.45
55	5.219E-07	5.359E-07	-2.68	1.151E-06	1.165E-06	-1.22
65	6.151E-07	6.291E-07	-2.28	2.782E-06	2.796E-06	-0.50
	²³⁷ Np			²³⁹ Np		
0.5	2.074E-08	2.074E-08	0.00	2.703E-09	2.563E-09	5.18
10	1.102E-06	1.078E-06	2.18	1.328E-07	1.333E-07	-0.38
30	4.811E-06	4.811E-06	0.00	6.175E-07	5.946E-07	3.71
50	8.896E-06	8.896E-06	0.00	1.123E-06	1.100E-06	2.05
65	1.112E-05	1.112E-05	0.00	1.398E-06	1.374E-06	1.72

Table 8
Minor actinides in UO₂ spent nuclear fuel.

Actinide	Mass (gr)	w/o
²⁴¹ Am	10.1200	0.0056
^{242m} Am	0.1606	0.0001
²⁴² Cm	3.1780	0.0018
²⁴³ Cm	0.0941	0.0001
²⁴⁴ Cm	14.2600	0.0079
²³⁷ Np	96.3400	0.0532
²³⁹ Np	9.2800	0.0051
Total	133.4327	0.0737

Table 9
Minor actinides vector.

Isotope	²⁴¹ Am	^{242m} Am	²⁴² Cm	²⁴³ Cm	²⁴⁴ Cm	²³⁷ Np	²³⁹ Np
w/o	7.5843	0.1204	2.3817	0.0705	10.6870	72.2012	6.9548

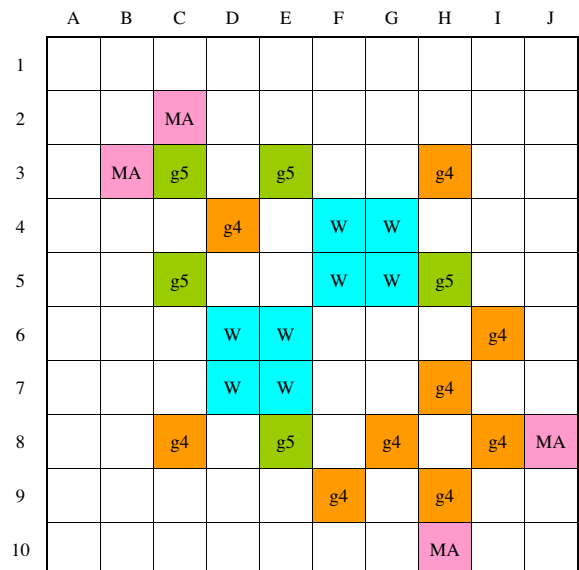


Fig. 11. Fuel cell map for actinides recycling.

Table 10
Uranium and plutonium concentrations in fuel rods containing minor actinides.

Case	Type	Cell	Matrix U/e	w/o Pu fissile	w/o MA	w/o ^{235}U	w/o U _t
1	UOX-01	UOX	U/0.25 w/o	–	6.0	0.2350	94.00
2	MOX-01	MOX	U/0.25 w/o	–	6.0	0.2350	94.00
3	MOX-02	MOX	U/0.25 w/o	7.11	6.0	0.2092	83.70
4	MOX-03	MOX	U/0.25 w/o	2.97	6.0	0.2242	89.70

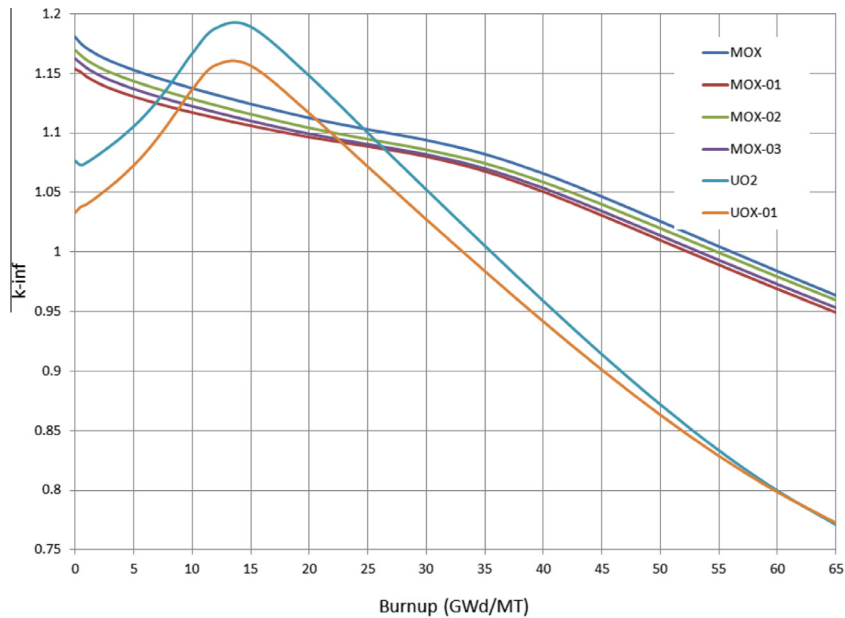


Fig. 12. Behavior of the infinite multiplication factor for the four cases considered and the two reference cases (UOX and MOX).

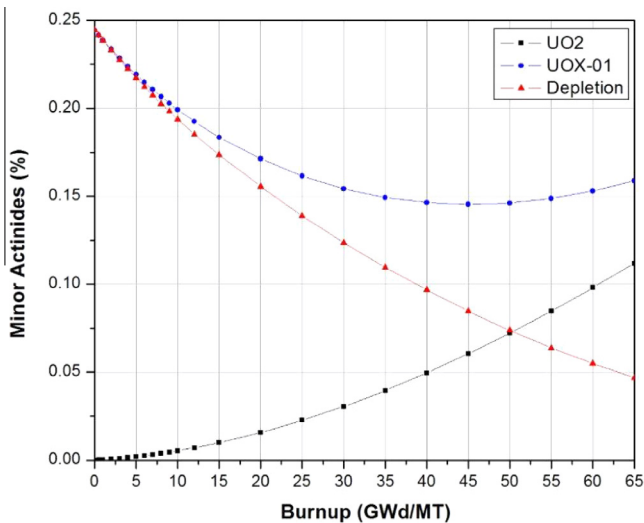


Fig. 13. Behavior of the minor actinides in the UOX-01 cell.

the fuel will be discharged is less than 3%. Therefore, Helios 1.4 using ENDF-B/VI can be considered for our analysis since that relative error is in the order of the ones given in the benchmark relative standard deviation.

5. Actinides recycling

The reference fuel assembly has one-quarter symmetry; therefore the minimum amount of fuel rods that can be replaced is four.

Table 11
Minor actinides content in MOX fuel analyzed.

Case	0 GWd/MT	65 GWd/MT	Reduction w/o
UO2	0.0000 w/o	0.1120 w/o	Reference
UOX-01	0.2444 w/o	0.1590 w/o	0.0470 w/o
MOX	0.0000 w/o	0.3600 w/o	Reference
MOX-01	0.2423 w/o	0.4316 w/o	0.0716 w/o
MOX-02	0.2423 w/o	0.4656 w/o	0.1056 w/o
MOX-03	0.2423 w/o	0.4475 w/o	0.0875 w/o

The actinides fuel rods must not be in short fuel rods neither in fuel rods with axial void positions; also they are not going to replace gadolinium fuel rods. All of this has the purpose of maximizing the amount of actinides that can be reduced by substituting the minimum amount of fuel rods inside the fuel assembly.

The reference fuel assembly GE12 (181 kg of heavy metal) has a 3.7 w/o average uranium 235 enrichment and burnup of 48.391 GWd/THM; when it is discharged has 0.0737 w/o actinides, its distribution is shown in Table 8.

In a similar way for MOX fuel, the previous table can be taken to construct a reference vector of concentrations for the minor actinides, so normalizing the data from the table an MA vector is obtained which is shown in the Table 9.

In the axial cells designed for uranium and MOX, that were shown in previous sections, only four fuel rods were substituted for fuel rods containing 6 w/o of minor actinides (^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np , and ^{239}Np), the objective is to follow them up during the burnup to determine the breed and reduction of the isotopes introduced. The matrix for the actinides was introduced in a similar way for the MOX fuel using depleted uranium with 0.25 w/o ^{235}U in the enrichment tails.

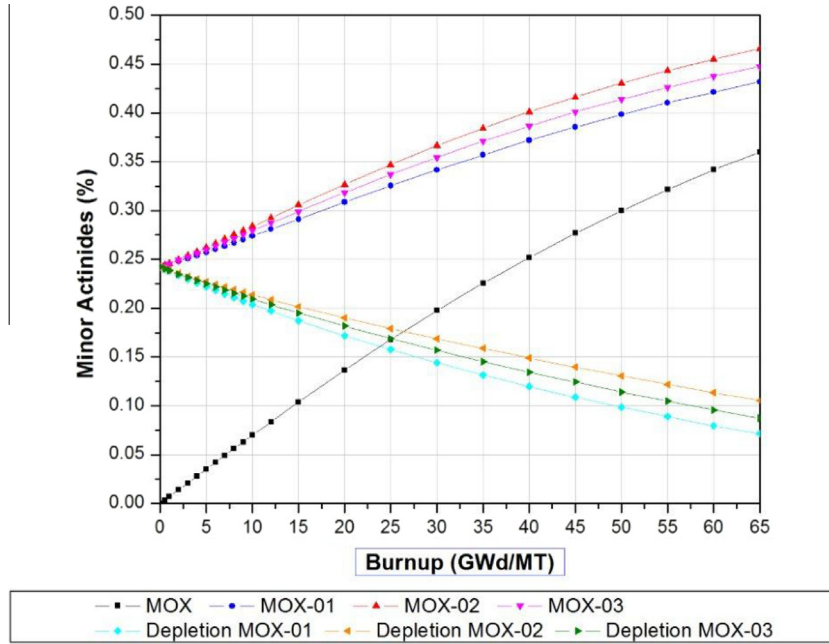


Fig. 14. Minor actinides behavior in MOX cells.

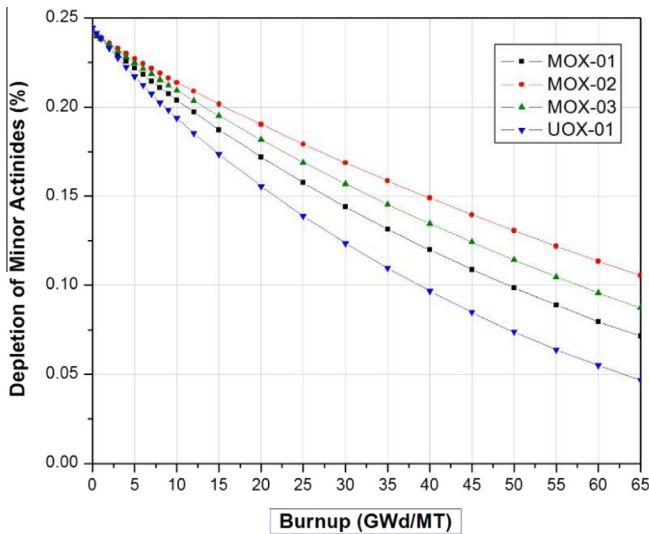


Fig. 15. Minor actinides reduction in the cases analyzed.

The uranium and MOX cells that contain high concentration of fissile material, are the cells type 2, 3, and 4, these regions have average enrichments of 4.11 w/o and 4.0 w/o in the case of uranium fuel and 7.05 w/o and 6.77 w/o for the equivalent cell in MOX fuel, in both cases the average enrichment is very similar and could be represented for only one region with the highest value of enrichment and take it as a base to scale the design of fuel with actinide rods.

Table 12
Minor actinides reduction at 45 GWd/MT and 65 GWd/MT for the four cases considered.

Case	45 GWd/MT				65 GWd/MT		
	0 GWd/MT w/o initial	w/o MA final	w/o ΔMA	Reduction w/o MA	w/o MA final	w/o ΔMA	Reduction w/o MA
UOX-01	0.2444	0.0848	0.1596	65.30	0.0469	0.1975	80.81
MOX-01	0.2423	0.1089	0.1334	55.06	0.0716	0.1707	70.45
MOX-02	0.2423	0.1396	0.1027	42.39	0.1056	0.1367	56.42
MOX-03	0.2423	0.1243	0.1180	48.70	0.0875	0.1548	63.89

Fig. 11 shows the reference map for the cell containing minor actinides fuel rods, these rods are represented as MA, the gadolinium fuel rods are represented as g4 or g5 depending on the gadolinium enrichment, W represents the water channels and the white spaces UO₂ or MOX fuel rods depending on the case.

Four different cases are considered in this study. The first case uses the reference uranium fuel assembly replacing four fuel rods by four minor actinides rods. For the other three cases the MOX reference fuel assembly is used, where also four fuel rods are replaced by four minor actinides rods.

In the first of the MOX cases, four fuel rods are replaced by four minor actinides rods and in the other two cases, the four minor actinides rods are mixed with MOX with different enrichment. In the first mixing the content of plutonium enrichment is 7.11 w/o. Finally, in the second mixing the content of plutonium enrichment is 2.97 w/o. The enrichment specifications for all the cases analyzed are shown in Table 10.

6. Results

Fig. 12 shows the results obtained for *k*-inf as a burnup function for the four cases considered, these results were obtained using HELIOS 1.4 code with a library based on ENDF-B-IV, using 35 energy groups for neutrons and 18 groups for gammas, burnup steps used in these calculations were from 0 to 65 GWd/MT.

For the reference case, during the burnup calculation of the UO₂ cell (without minor actinides), it was obtained that at 65 GWd/MT, 0.112 w/o of MAs were generated in the total fuel assembly due to the process of fission and capture into the fuel.

For the first case, cell UOX-01, it contains as fresh fuel 0.2444 w/o of minor actinides, as the burnup goes by, the original MAs content is reduced to 0.1450 w/o at 45 GWd/MT, and later it rises up to 0.1590 w/o at 65 GWd/MT. From the initial total amount of actinides into the cell, that represents 0.2444 w/o MA (four rods with actinides), at the end of the burnup the cell finishes with only 0.0470 w/o, the other contribution (0.1120 w/o) corresponds to new minor actinides that were produced during the process. Nevertheless, there is an effective MAs reduction as can be seen in Fig. 13 and Table 11.

For the case of the MOX cell without MAs, from the Fig. 14 it is observed that the generation of MAs is greater than for the uranium cell, this is due to the use of plutonium as fissile material, it is shown that at 65 GWd/MT there is 0.3600 w/o of MA in the cell, in the same way there is 0.4316 w/o, 0.4656 w/o, and 0.4475 w/o for cells MOX-01, MOX-02, and MOX-03, respectively for each MOX cell. So that the reductions are: 0.0716 w/o for MOX-01, 0.1056 w/o for MOX-02, and 0.0875 w/o for MOX-03, these values are summarized in Table 11.

For the MOX cases, as the several cells containing MAs are burning, the minor actinides diminish in a certain percentage from 0.2423 w/o (initial MAs content for each cell) up to 0.0716 w/o at 65 GWd/MT in the best case (the other 0.3600 w/o corresponds to new MA generated during the process), in comparison for the case of the UOX-01 cell, there was a reduction of 0.0470 w/o, Fig. 14 shows the results described.

Table 10 shows the minor actinides reduction obtained at 45 GWd/MT and 65 GWd/MT for all the cases considered. The first burnup (45 GWd/MT) corresponds to a 18-month being at this point when the maximum reduction is obtained in all the cases, for higher burnup there is an increase of minor actinides.

In addition, when uranium fuel is used there is a higher reduction of minor actinides in comparison when the MOX fuel is used. In the case of the MOX fuel, the maximum reduction is when the four fuel rods are not mixed with plutonium. When plutonium is added there is a smaller reduction of minor actinides because in the radioactive chain minor actinides are daughters of the plutonium, and it is present from the very beginning of the fuel assembly burnup. As long as a higher enrichment of plutonium is added smaller will be the minor actinides reduction, however it is still possible to have a minor actinides reduction (Fig. 15 and Table 12).

7. Conclusions

Minor actinides' recycling is possible in thermal reactors. The generation of minor actinides is greater in the MOX fuel than in

the UO₂ fuel, this is because MOX fuel contains plutonium which allows the generation of other actinides like Am and Cm.

When minor actinides are introduced into the fuel cells it is evident that a net reduction from the original amount is obtained, taking into account the normal production in fresh fuel without actinides in the rods, and the final amount of minor actinides generated.

The maximum reduction of minor actinides is obtained when the burnup is around 45 GWd/MT, which corresponds to around three 18-month reactor operating cycles for the fuel assembly. Many reactors around the world are under this scheme; therefore if a program for minor actinides is taken the maximum reduction will be obtained.

All of these results were obtained at assembly level, it is necessary to learn about the performance of these fuel assemblies containing MAs fuel rods at reactor level and that will be a proposed future work.

References

- Alonso, G., Adams, M.L., 2002. A mixed-oxide assembly design for rapid disposition of weapons plutonium in pressurized water reactors. *Nucl. Sci. Eng.* 141.
- CFE-Laguna Verde, 1999. Fuel bundle design report, private communication.
- CFE-CNLV, Plan de Utilización de Energía – Rev. Num. 28, 2011.
- Fukuda, K., Danker, W., Lee, J.S., Bonne, A., Crijns, M.J., IAEA Overview of Global Spent Fuel Storage, IAEA-CN-102/60, 2003.
- Gauld, I.C., Bowman, S.M., Horwedel, J.E., ORIGEN-ARP: automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay, and source term analysis, Nuclear Science and Technology Division, ORNL/TM-2005/39 Version 6 Vol. I, Sect. D1, January 2009.
- IAEA, 2003. Status and Advances in MOX Fuel Technology, Technical Report Series No. 415.
- IAEA, 2005. Enfoques multilaterales respecto del ciclo del combustible nuclear, INFIRC/640.
- IAEA, 2012. Storage of Spent Nuclear Fuel, Safety Standard Series No. SSG-15.
- O'Donnell, G.M., Scott, H.H., Meyer, R.O., A New Comparative Analysis of LWR Fuel Designs, NUREG-1754, December 2001.
- OECD-Nuclear Energy Agency, 1999. Status and Assessment Report on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation.
- OECD-Nuclear Energy Agency, 2003. Plutonium Management in the Medium Term, NEA4451, ISBN 92-64-02151-5.
- OECD-Nuclear Energy Agency, 2005. Fuels and Materials for Transmutation. A Status Report, NEA No. 5419.
- OECD-Nuclear Energy Agency, 2006. Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management, NEA No.5990, OECD.
- OECD, 2012. Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase VII, "UO₂ Fuel: Study of Spent Fuel Compositions for Long-term Disposal", Nuclear Energy Agency, No. 6998.
- Ramirez, J.R., Alonso, G., Perry, R.T., Ortiz-Villafuerte, J., 2006. Assessment of a MOX fuel assembly design for a BWR mixed reload, fuel cycle and management. *Nucl. Technol.* 156.
- ScandPower, HELIOS-1.4 code system, December 1995.
- ScandPower, HELIOS Methods, November 2003.
- Warin, D., Konings, R.J.M., Haas, D., Martin, P., Bonnerot, J.-M., Vambenepe, G., Schram, R.P.C., Kuijper, J.C., Bakker, K., Conrad, R., The Preparation of the EFTRA-T5 Americium Transmutation Experiment, OECD-NEA, 2004.

Inventario de Actínidos de la Central Nuclear Laguna Verde Unidad 1

²**Eduardo Martínez Caballero y José Ramón Ramírez Sánchez**
¹*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ)*
Carretera México-Toluca s/n,
La Marquesa, Ocoyoacac, C.P. 52750, Edo. de México, México.
eduardo.martinez@inin.gob.mx; ramon.ramirez@inin.gob.mx.

¹**Gustavo Alonso Vargas**
²*Instituto Politécnico Nacional (IPN)*
Escuela Superior de Física y Matemáticas (ESFM)
Av. Instituto Politécnico Nacional s/n, Edificio 9, U.P. Adolfo López Mateos
Col. San Pedro Zacatenco, Del. Gustavo A. Madero,
C.P.07738, México, D.F.
galonso@esfm.ipn.mx

Resumen

En la actualidad existen 435 reactores nucleares de potencia para la generación de electricidad en operación en el mundo y 63 en construcción. México cuenta con dos de ellos de tipo BWR (de sus siglas en inglés *Boiling Water Reactor*) en la Central Nuclear Laguna Verde. El combustible nuclear que se utiliza en los reactores nucleares de potencia como la Central Nuclear Laguna Verde Unidad 1 (CNLV-U1) se retira del núcleo del reactor cuando se ha extraído la energía que el combustible contenía cuando estaba nuevo. A este combustible usado se le conoce como Combustible Nuclear Gastado (CNG), un problema fuerte con este combustible es que cuando el combustible estuvo irradiado en el reactor nuclear éste sale altamente radiactivo y aún genera una cantidad significativa de calor. Entonces es necesario mantener el combustible gastado en enfriamiento y rodeado de algún blindaje contra la radiación que emite, esto se logra confinándolo en la Alberca de Combustible Nuclear Gastado (ACNG) en donde se enfría y a su vez la alberca proporciona el blindaje necesario para mantener los alrededores de ésta en niveles de radiación seguros para el personal que labora en la central. Un inconveniente de las albercas es que tienen capacidad limitada de almacenamiento y es necesario sacar el combustible, para por reglamentación poder seguir operando. Para ello existen dos alternativas de disposición de combustible gastado, como son: 1) La disposición final en repositorios geológicos profundos; 2) El reprocesamiento y reciclado de combustible gastado. Cada una de estas alternativas con lleva a problemas específicos y muy particulares; sin embargo son necesarios muchos años para implementar cualesquiera de ellas. En el caso de la segunda opción, es imprescindible estimar la masa total de actínidos generados en el CNG, lo cual exige desarrollar una metodología para ello, éste es el propósito del presente trabajo. En nuestro cálculo es necesario recurrir a diversas herramientas de cómputo como lo son los códigos ORIGEN-S y KENO V.a. Además de comparar los resultados obtenidos con un problema tipo Benchmark, obteniendo un error absoluto menor al 1.0%.

1. INTRODUCCIÓN

Los materiales útiles recuperables del combustible gastado son en principio el uranio remanente en el combustible y el plutonio generado en el combustible durante la irradiación. De estos materiales, el plutonio se ha utilizado para la fabricación de combustible MOX que son introducidos al reactor nuclear y así aprovechar la energía proveniente del plutonio en la generación de electricidad.

El objetivo de éste trabajo es mostrar una metodología para calcular y analizar el inventario de actínidos producidos por los CNGs. Para esto fue necesario primero calibrar las herramientas de cómputo por medio de la solución de un problema tipo Benchmark, el cual se describe más adelante. Una vez calibrada la herramienta, podemos cuantificar la cantidad de actínidos generados durante la irradiación del combustible convencional de uranio enriquecido (esto depende del quemado y de la forma en que fue quemado el combustible).

2. PLANTEAMIENTO DEL PROBLEMA

La determinación de las concentraciones de nucleidos dependiente del tiempo, se puede escribir como:

$$\frac{dN_i}{dt} = \text{razón de formación} - \text{razón de destrucción} - \text{razón de decaimiento} \quad (1)$$

considerando desintegración radioactiva y absorción neutrónica (captura y fisión) como los procesos de interacción que aparecen del lado derecho de la ecuación anterior. La razón de cambio en la el tiempo de la concentración para un nucleido en particular, N_i , en términos de las interacciones anteriores se puede escribir como:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \gamma_{ji} \sigma_{f,j} N_j \phi + \sigma_{c,i-1} N_{i-1} \phi + \lambda'_i N'_i - \sigma_{f,i} N_i \phi - \sigma_{c,i} N_i \phi - \lambda_i N_i \quad (2)$$

donde ($i = 1, \dots, I$);

y

$\sum_j \gamma_{ji} \sigma_{f,j} N_j \phi$ es la razón de rendimiento (producción) de N_i debido a todas las fisiones de los nucleidos N_j ;

$\sigma_{c,i-1} N_{i-1} \phi$ es la razón de transmutación dentro N_i debido a la captura neutrónica radiactiva de N_{i-1} ;

$\lambda'_i N'_i$ es la razón de formación de N_i debido al decaimiento radiactivo de los nucleidos N'_i ;

$\sigma_{f,i} N_i \phi$ es la razón de destrucción de N_i debido a la fisión;

$\sigma_{c,i}N_i\phi$ es la razón de destrucción de N_i debido a todas las formas de absorción de neutrones distinto de la fisión (n, γ , n, α , n, p , $n, 2n$, $n, 3n$);

$\lambda_i N_i$ es la razón de decaimiento radiactivo de N_i .

La ecuación (2) está escrita para un medio homogéneo que contiene un flujo neutrónico promedio en espacio-energía, ϕ , con secciones eficaces promediadas en flujo-ponderado, σ_f y σ_c , que representan la probabilidad de reacción. El flujo es una función de espacio, energía y la concentración de nucleidos en el tiempo [1].

3. HERRAMIENTAS DE CÓMPUTO

Dentro del sistema de códigos de cómputo SCALE VI (de sus siglas en inglés *Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*) desarrollo en el *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL) se encuentran los códigos ORIGEN-S (de sus siglas en inglés *Oak Ridge Isotope GENERation*) que es empleado para realizar cálculos de quemado, decaimiento radiactivo, entre otros, de combustible nuclear de reactores de potencia, y KENO V.a, el cual es usado para realizar cálculos de criticidad de combustible nuclear de reactores de potencia.

3.1. Código ORIGEN-S

ORIGEN-S usa el método exponencial de una matriz para resolver el sistema acoplado, lineal, de ecuaciones diferenciales de primer orden con coeficientes constantes y puede ser llamado desde un módulo de control, o puede ser ejecutado como un programa independiente. El objetivo principal de ORIGEN-S es hacer posible cálculos de combustible nuclear ya sea quemado o decaimiento, entre otros; usa secciones eficaces con espectros de energía en multi-grupos proveniente de la biblioteca de datos nucleares ENDF/B [1].

3.2. Código KENO V.a

KENO V.a es un programa de transporte de neutrones en tres dimensiones (3-D) que utiliza el método de Monte Carlo. El objetivo principal de KENO V.a es determinar el factor de multiplicación efectivo (k_{eff}) en diversas geometrías, con secciones eficaces con espectro de energía en multi-grupos o espectro de energía continuo, de la biblioteca de datos nucleares ENDF/B [2].

4. BENCHMARK

Antes de ejecutar cálculos utilizando un código de computadora especializado para determinado tipo de trabajo, es necesario asegurarse que la herramienta que se va a utilizar ha sido probada y que los resultados son lo más cercano posible a la realidad o que concuerdan con datos experimentales y/o mediciones realizadas durante la operación de un reactor nuclear. Para esto,

las herramientas se prueban haciendo uso de un problema tipo llamado benchmark, y es una práctica muy común el utilizar este tipo de problemas en la calibración de los programas de computadora para al menos saber cuánta desviación podría ser obtenida con respecto a los resultados reales. Así, la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE propuso un cálculo benchmark [3] para obtener los resultados de diferentes códigos de computadora utilizados en el estudio de la composición del CNG para su disposición en el tiempo.

El cálculo benchmark, es para un ensamble combustible 17x17 de dióxido de uranio (UO₂) de un reactor de potencia tipo PWR con 4.5 wt% de enriquecimiento inicial de ²³⁵U y un quemado de 50 GWd/TMU a la descarga, el cual prueba los códigos de quemado, decaimiento radiactivo, criticidad y las bibliotecas de datos nucleares, para predecir la composición isotópica del CNG y el correspondiente valor de k_{eff} del CNG a distintos tiempos (Tabla I) con Actínidos y Actínidos más Productos de Fisión (PF) (Tabla II).

Tabla I. Tiempos para calcular y reportar la composición isotópica del combustible gastado.

Número de caso	Tiempo (años)	Número de caso	Tiempo (años)
1	0 (a la descarga)	16	1000
2	1	17	2000
3	2	18	5000
4	5	19	8000
5	10	20	1000
6	20	21	15000
7	40	22	20000
8	60	23	25000
9	80	24	30000
10	100	25	40000
11	120	26	45000
12	150	27	50000
13	200	28	100000
14	300	29	500000
15	500	30	100000

Tabla II. Nucleidos utilizados en los cálculos de k_{eff} .

Actínidos (11 en total)
²³³ U, ²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁶ U, ²³⁸ U, ²³⁸ Pu, ²³⁹ Pu, ²⁴⁰ Pu, ²⁴¹ Pu, ²⁴² Pu y ²⁴¹ Am.
Actínidos mas PF (30 en total)
²³³ U, ²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁶ U, ²³⁸ U, ²³⁷ Np, ²³⁸ Pu, ²³⁹ Pu, ²⁴⁰ Pu, ²⁴¹ Pu, ²⁴² Pu, ²⁴¹ Am, ^{242m} Am, ²⁴³ Am, ⁹⁵ Mo, ⁹⁹ Tc, ¹⁰¹ Ru, ¹⁰³ Rh, ¹⁰⁹ Ag, ¹³³ Cs, ¹⁴³ Nd, ¹⁴⁵ Nd, ¹⁴⁷ Sm, ¹⁴⁹ Sm, ¹⁵⁰ Sm, ¹⁵¹ Sm, ¹⁵² Sm, ¹⁵¹ Eu, ¹⁵³ Eu y ¹⁵⁵ Gd.

4.1. Cálculos a Realizar

Los cálculos se dividen en varias etapas:

- a) Quemado del combustible nuclear a 50 GWd/TMU.
- b) Decaimiento radiactivo a los tiempos indicados en la Tabla I.
- c) Obtención de las densidades isotópicas de actínidos y productos de fisión.
- d) Estimación de los valores de k_{eff} del CNG a los tiempos indicados en la Tabla I con actínidos y actínidos más productos de fisión.

La Tabla III muestra las densidades atómicas de los materiales para la realización de los cálculos.

Tabla III. Densidades atómicas de los materiales usados en el benchmark.

Elemento	Densidad atómica ($b^{-1}cm^{-1}$)	Elemento	Densidad atómica ($b^{-1}cm^{-1}$)
Combustible Fresco		Encamisado del combustible	
234U	9.5013E-06	Fierro	1.383E-04
235U	1.0916E-03	Cromo	7.073E-05
236U	5.0726E-06	Oxígeno	2.874E-04
238U	2.2859E-02	Zirconio	3.956E-02
Oxígeno en el combustible	4.7923E-02		
Tapón		Tubo guía	
Cromo	7.589E-05	Fierro	1.476E-04
Fierro	1.484E-04	Cromo	7.549E-05
Zirconio	4.298E-02	Oxígeno	3.067E-04
		Zirconio	4.222E-02
Agua		Acero inoxidable	
Hidrógeno	6.662E-02	Cromo	1.743E-02
Oxígeno	3.331E-02	Manganeso	1.736E-03
		Fierro	5.936E-02
		Níquel	7.721E-03
Acero inoxidable boratado (1wt%)		Mezcla 50% agua / 50% acero inoxidable	
Cromo	1.691E-02	Cromo	8.714E-03
Manganeso	1.684E-03	Manganeso	8.682E-04
Fierro	5.758E-02	Fierro	2.968E-02
Níquel	7.489E-03	Níquel	3.860E-03
10Boro	7.836E-04	Hidrógeno	3.338E-02
11Boro	3.181E-03	Oxígeno	1.669E-02

4.2. Resultados benchmark

En las Tablas IV y V, junto con las Figuras 1 y 2 correspondientemente, se muestran los valores obtenidos de k_{eff} , los cuales no tienen una diferencia porcentual mayor al 1.0% en comparación

con los resultados del benchmark, a los distintos tiempos de decaimiento calculados, lo que muestra que el código ORIGEN-S es una herramienta confiable para poder realizar cálculos de quemado y decaimiento radiactivo para los inventarios de actínidos de los distintos CNGs de la CNLV-U1.

Tabla IV. Valores obtenidos de k_{eff} con sólo actínidos comparados con el benchmark.

Tiempo (años)	Benchmark		ININ		Diferencia absoluta (%) = ($ k_{eff_{Benchmark}} - k_{eff_{ININ}} / k_{eff_{Benchmark}}$) * 100
	k_{eff}	σ	k_{eff}	σ	
Combustible fresco	1.1485	0.0003	1.14844	0.00073	0.0052
A la descarga	0.9526	0.0003	0.95661	0.00069	0.4210
1	0.9483	0.0003	0.95188	0.00070	0.3775
2	0.9432	0.0003	0.94662	0.00071	0.3626
5	0.9293	0.0003	0.93466	0.00072	0.5768
10	0.9110	0.0002	0.91497	0.00073	0.4358
20	0.8846	0.0003	0.88820	0.00069	0.4070
40	0.8596	0.0003	0.86290	0.00062	0.3839
60	0.8507	0.0003	0.85533	0.00074	0.5443
80	0.8483	0.0003	0.85158	0.00065	0.3867
100	0.8487	0.0003	0.85247	0.00068	0.4442
120	0.8500	0.0003	0.85415	0.00070	0.4882
150	0.8524	0.0003	0.85736	0.00067	0.5819
200	0.8563	0.0002	0.86130	0.00095	0.5839
300	0.8634	0.0003	0.86746	0.00068	0.4702
500	0.8747	0.0003	0.88017	0.00071	0.6254
1000	0.8923	0.0002	0.89668	0.00064	0.4909
2000	0.9070	0.0003	0.91112	0.00069	0.4542
5000	0.9191	0.0003	0.92098	0.00073	0.2045
8000	0.9261	0.0002	0.92852	0.00081	0.2613
10000	0.9296	0.0002	0.93020	0.00070	0.0645
15000	0.9359	0.0003	0.93675	0.00073	0.0908
20000	0.9398	0.0003	0.94073	0.00076	0.0990
25000	0.9409	0.0002	0.94267	0.00075	0.1881
30000	0.9402	0.0003	0.93894	0.00076	0.1340
40000	0.9354	0.0003	0.93553	0.00083	0.0139
45000	0.9326	0.0003	0.93238	0.00068	0.0236
50000	0.9299	0.0003	0.92946	0.00077	0.0473
100000	0.9110	0.0003	0.90992	0.00076	0.1186
500000	0.9100	0.0002	0.90979	0.00066	0.0231
1000000	0.9122	0.0003	0.91163	0.00082	0.0625

Tabla V. Valores obtenidos de k_{eff} con actínidos más productos de fisión comparados con el benchmark.

Tiempo (años)	Benchmark		ININ		Diferencia (%)
	k_{eff}	σ	k_{eff}	σ	
Combustible fresco	1.1485	0.0003	1.14844	0.00073	0.0052
A la descarga	0.8585	0.0003	0.86123	0.00068	0.3180
1	0.8487	0.0003	0.85606	0.00071	0.8672
2	0.8425	0.0003	0.84914	0.00076	0.7881
5	0.8257	0.0003	0.83204	0.00064	0.7678
10	0.8056	0.0003	0.81259	0.00067	0.8677
20	0.7799	0.0003	0.78525	0.00061	0.6860
40	0.7560	0.0003	0.76146	0.00058	0.7222
60	0.7472	0.0003	0.75398	0.00060	0.9074
80	0.7446	0.0002	0.75186	0.00055	0.9750
100	0.7447	0.0003	0.75140	0.00060	0.8997
120	0.7458	0.0003	0.75150	0.00055	0.7643
150	0.7465	0.0003	0.75365	0.00062	0.9578
200	0.7486	0.0003	0.75479	0.00064	0.8269
300	0.7525	0.0002	0.75806	0.00067	0.7389
500	0.7589	0.0002	0.76628	0.00060	0.9725
1000	0.7684	0.0003	0.77377	0.00059	0.6989
2000	0.7760	0.0003	0.78251	0.00056	0.8389
5000	0.7834	0.0003	0.78997	0.00059	0.8387
8000	0.7873	0.0003	0.79386	0.00070	0.8332
10000	0.7886	0.0003	0.79523	0.00073	0.8407
15000	0.7911	0.0003	0.79719	0.00066	0.7698
20000	0.7916	0.0003	0.79677	0.00067	0.6531
25000	0.7898	0.0002	0.79572	0.00062	0.7496
30000	0.7871	0.0003	0.79109	0.00058	0.5069
40000	0.7798	0.0003	0.78419	0.00063	0.5630
45000	0.7760	0.0003	0.77823	0.00054	0.2874
50000	0.7719	0.0003	0.77593	0.00057	0.5221
100000	0.7505	0.0003	0.75553	0.00062	0.6702
500000	0.7522	0.0003	0.75551	0.00058	0.4400
1000000	0.7575	0.0003	0.76173	0.00057	0.5584

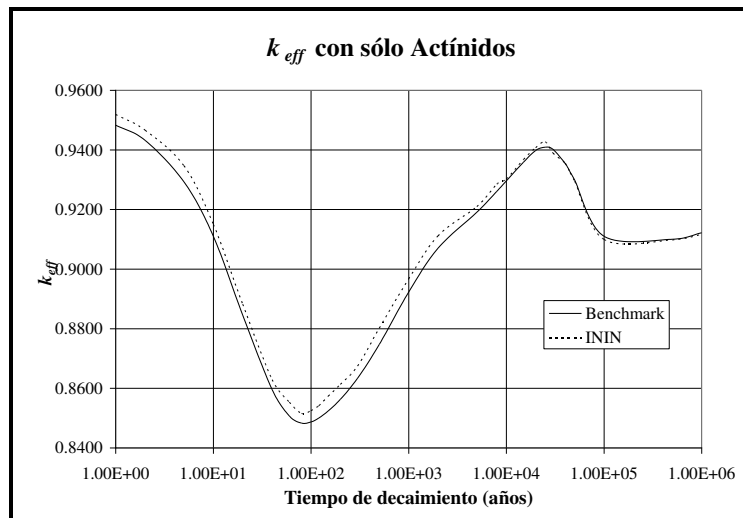


Figura 1. Comparación entre los resultados obtenidos para los valores de k_{eff} con sólo actínidos y el benchmark.

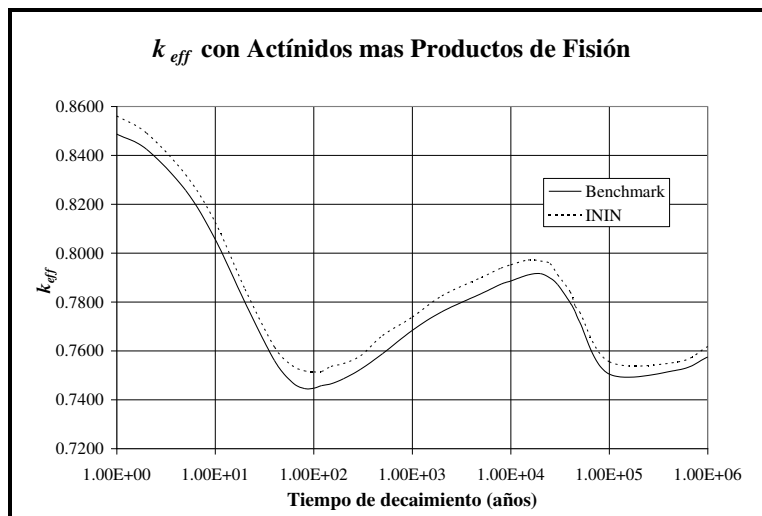


Figura 2. Comparación entre los resultados obtenidos para los valores de k_{eff} con actínidos más productos de fisión y el benchmark.

5. INVENTARIO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR DE LA CNLV-U1

Las ACNGs tienen el inconveniente de tener una capacidad limitada para contener el CNG. En particular la ACNG de la CNLV-U1 tiene la capacidad de contener 3177 ensamblajes [4].

A inicios del ciclo 15 de la Unidad 1, la ACNG tiene 2036 combustibles en la planta (1592 en la alberca de combustible gastado y 444 cargados en el núcleo del reactor) [5, 6, 7].

Tabla VI. Tipos de CNG en la ACNG de la CNLV-U1.

Combustible	Enriquecimiento de U-235 (%)	Número de combustibles	Quemado (MWd/TM)	Masa de HM* (kg)
8x8	1.76	96	24955	182.5
8x8	2.19	280	32311	182.5
GE9	3.03	56	39121	179.86
GE9	2.80	88	37191	179.86
GE9	3.24	76	40617	179.86
GE9	3.22	96	39441	179.86
GE9	3.52	228	43767	179.86
GE9	3.46	104	41399	179.86
GE12	3.72	124	47377	181
GE12	3.70	336	48391	181
GE12	3.69	49	45290	181
GE12	3.86	36	38583	181

5.1. Cálculo de Masa de Actínidos para Distintos CNGs de la CNLV-U1.

Una vez calibrada la herramienta de cómputo ORIGEN-S, podemos calcular la masa contenida en los CNGs de la CNLV-U1 a distintos tiempos de decaimiento radiactivo con el fin de tener una estimación de la cantidad de masa de actínidos que contienen los distintos tipos de combustibles que se encuentran en la ACNG de la CNLV-U1.

En la Tabla VII se dan los resultados obtenidos en el cálculo de la cantidad de masa de actínidos que hay en cada CNG a distintos tiempos de decaimiento para la CNLV-U1, y en la Figura 3 se muestra el correspondiente porcentaje de éstos.

*HM: metal pesado de sus siglas en inglés Heavy Metal

Tabla VII. Masa total (gr) de actínidos (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np y ^{239}Np) en cada CNG de la CNLV-U1.

Tiempo (años)	Combustibles GE9**					
	2.80%	3.03%	3.22%	3.24%	3.46%	3.52%
A la descarga	1,489.00	1,515.00	1,544.91	1,683.00	1,535.78	1,576.04
1	1,490.00	1,516.00	1,539.44	1,683.00	1,535.80	1,576.23
2	1,489.00	1,515.00	1,538.42	1,683.00	1,535.43	1,575.75
5	1,488.00	1,514.00	1,536.06	1,682.00	1,534.52	1,574.75
10	1,487.00	1,513.00	1,532.74	1,679.00	1,532.83	1,572.88
20	1,484.00	1,510.00	1,527.04	1,675.00	1,529.77	1,569.68
40	1,480.00	1,505.00	1,518.79	1,668.00	1,524.16	1,563.43
60	1,475.00	1,501.00	1,513.02	1,661.00	1,519.21	1,557.99
80	1,471.00	1,496.00	1,508.33	1,656.00	1,514.84	1,553.06
100	1,468.00	1,493.00	1,504.70	1,650.00	1,510.83	1,548.67
120	1,465.00	1,489.00	1,501.54	1,646.00	1,507.06	1,544.76
150	1,460.00	1,485.00	1,497.32	1,640.00	1,502.33	1,539.65
200	1,454.00	1,479.00	1,491.80	1,631.00	1,495.51	1,532.39
300	1,444.00	1,469.00	1,483.31	1,619.00	1,485.05	1,521.35
	Combustibles 8x8**			Combustibles GE12**		
	1.76%	2.19%	3.69%	3.70%	3.72%	3.86%
A la descarga	1,310.48	1,447.29	1,690.65	1,739.67	1,724.27	1,562.88
1	1,310.64	1,448.22	1,691.92	1,740.46	1,724.19	1,563.90
2	1,310.31	1,447.81	1,691.56	1,740.03	1,723.87	1,563.42
5	1,309.82	1,447.12	1,690.40	1,738.75	1,722.57	1,562.61
10	1,308.72	1,445.91	1,688.45	1,736.65	1,720.45	1,561.28
20	1,306.89	1,443.56	1,684.81	1,732.52	1,716.28	1,558.53
40	1,303.27	1,439.31	1,678.22	1,725.45	1,708.97	1,553.51
60	1,299.99	1,435.37	1,672.53	1,718.89	1,702.58	1,549.00
80	1,296.95	1,431.90	1,667.45	1,713.10	1,696.78	1,545.02
100	1,294.39	1,428.71	1,662.88	1,708.06	1,691.67	1,541.31
120	1,291.91	1,425.81	1,658.70	1,703.53	1,686.97	1,538.13
150	1,288.38	1,421.87	1,653.26	1,697.60	1,680.99	1,533.68
200	1,283.40	1,416.22	1,645.68	1,689.21	1,672.73	1,527.32
300	1,275.31	1,407.14	1,634.01	1,676.87	1,660.09	1,517.49

**El “%” es el enriquecimiento de 235U del combustible.

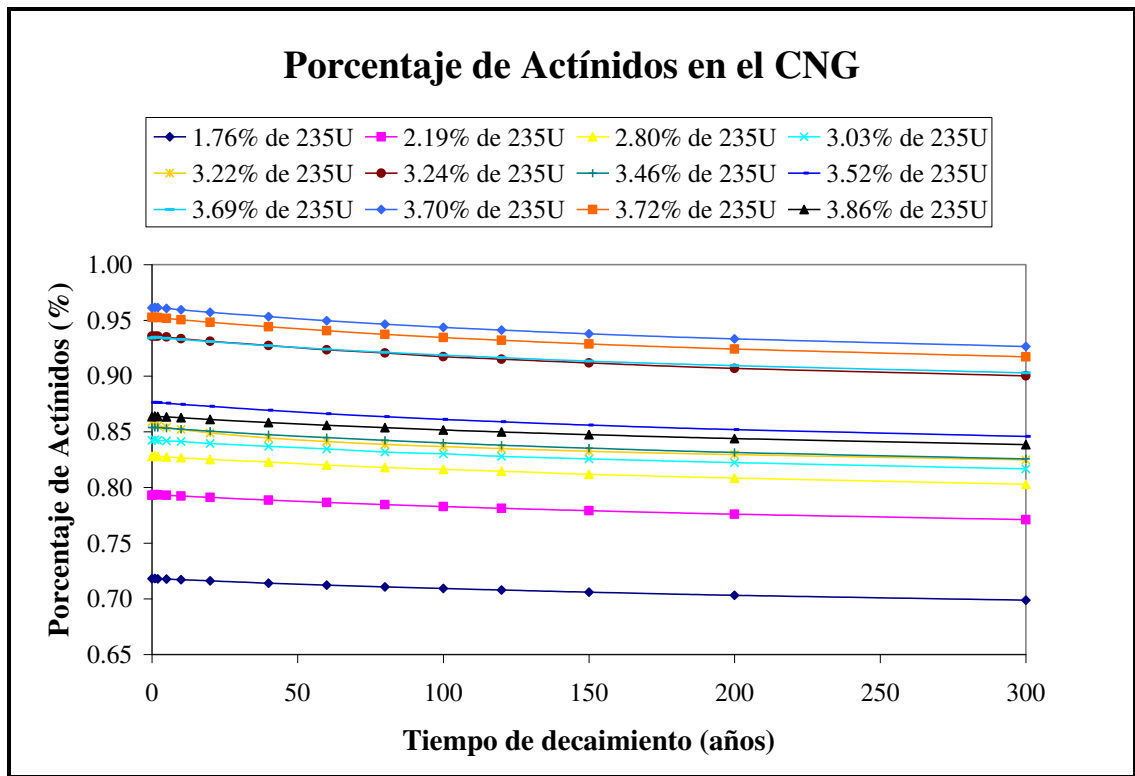


Figura 3. Porcentaje de actínidos (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np y ^{239}Np) que hay en cada CNG de la CNLV-U1.

6. CONCLUSIONES

Se estudió y probó una metodología para calcular el inventario de actínidos que se producen en los CNGs de la CNLV-U1, la cual consta en simular el quemado y decaimiento que tuvo el combustible nuclear que se desee estudiar, con la herramienta de computo ORIGEN-S, por lo que fue necesario, primeramente, resolver un problema tipo benchmark, obteniendo resultados con diferencias porcentuales por debajo del 1.0%, entre los cálculos realizados y los mostrados en el benchmark (Tablas IV y V y Figuras 1 y 2 correspondientemente).

De la Tabla VII y Figura 3 podemos notar que aproximadamente por cada CNG de la CNLV-U1 que hay en la ACNG tenemos 1.5 kg de actínidos (omitiendo los isótopos de Uranio) que es entre el 0.70 y 1.0 % del HM del CNG, desde la descarga hasta los 300 años de decaimiento.

AGRADECIMIENTOS

Al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ).
A la Escuela Superior de Física y Matemáticas del Instituto Politécnico Nacional (ESFM-IPN).

REFERENCIAS

1. I. C. Gauld, O. W. Hermann, R. M. Westfall, “ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms”, *Nuclear Science and Technology Division*, ORNL/TM-2005/39, Version 6, **Volumen II**, Sect. F7, (January 2009).
2. L. M. Petrie, N. F. Landers, D. F. Hollenbach, B. T. Rearden, M. E. Dunn, S. Goluoglu, “KENO V.a: An Improved Monte Carlo Criticality Program”, *Nuclear Science and Technology Division*, ORNL/TM-2005/39, Version 6, **Volumen II**, Sect. F11, (January 2009).
3. Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase VII, “UO₂ Fuel: Study of Spent Fuel Compositions for Long-term Disposal”, *Nuclear Energy Agency*, No. 6998, OECD (2012).
4. Laguna Verde Nuclear Power Plant 1 and 2 Final Safety Report on-line, “Auxiliary Systems Table 9.1-5. Fuel Pool & Suppression Pool Cooling-Cleanup System Component Design Parameters”, Chapter 9, Amendment No. 52.
5. Laguna Verde Unidad 1 “Cycle Management Report” Ciclos 1-15.
6. Laguna Verde Unidad 1 “Nuclear Design Report” Ciclos 1-15.
7. Laguna Verde Unidad 1 “Cycle Summary Report” Ciclos 1-10.
8. International Atomic Energy Agency, “Status of Minor Actinide Fuel Development”, *IAEA Nuclear Energy*, Series No. NF-T-4.6, Vienna, (2009).
9. Takeshi Yokoo, Tadashi Inoue, “Mass Balance of the Pu and Minor Actinides Recycling Metal Fuel System”, *Central Research Institute of Electric Power Industry*, 2-11-1 Iwadokita, Komaeshi, Tokyo 201-8511, Japan.
10. F. Delage, J. Carmack, C. B. Lee, T. Mizuno, P. Raison, J. Somers, “SFR Status for Ongoing Research and Results: Advanced Fuels”, *GIF Symposium*, Paris France, 9-10 September (2009).

Reducción de Actínidos por Reciclado en un Reactor Térmico

José R. Ramírez Sánchez, Eduardo Martínez Caballero, Héctor Balboa L.
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca S/N, La Marquesa, Ocoyoacac C.P. 52750, México.
ramón.ramírez@inin.gob.mx, eduardo.martinez@inin.gob.mx, hbalboal@hotmail.com

Resumen

El presente trabajo está direccionado hacia la evaluación de un ciclo de combustible nuclear avanzado en el que los actínidos radiactivos pudiesen ser reciclados para eliminar la mayor parte del material radiactivo, se establece primero una referencia de producción de actínidos en el combustible nuclear estándar de uranio al final de su quemado en un reactor BWR, después se modela un combustible conteniendo plutonio para calcular también la producción de actínidos en combustible del tipo MOX. Se propone también un diseño de barra de combustible conteniendo 6% de actínidos en una matriz de uranio proveniente de las colas de enriquecimiento, entonces se sustituyen 4 barras de combustible de uranio estándar por 4 barras de actínidos para evaluar la producción y transmutación de los mismos, el mismo procedimiento se realizó en el combustible tipo MOX y al final se evalúa la reducción de los actínidos en el combustible.

1. INTRODUCCIÓN

La producción de energía eléctrica utilizando reactores nucleares ha probado ser una tecnología madura y ampliamente aceptada en el mundo, prueba de esto es la cantidad de reactores nucleares que actualmente se encuentran funcionando en el mundo, hasta la fecha existen alrededor de 440 reactores nucleares de diferentes tipos que generan electricidad en muchos países y generan alrededor de 15% de la electricidad total generada en el planeta.

Para que los reactores mencionados funcionen, se requiere introducir combustible de uranio enriquecido en el reactor el cual al ser irradiado genera: productos de fisión radiactivos provenientes de la fisión del uranio-235 y se generan también el plutonio y actínidos menores, provenientes de las capturas de neutrones por el uranio-235 y uranio-238, estos actínidos también son radiactivos y son los responsables de la actividad radiactiva del combustible a largo plazo.[1]

Uno de los principales retos de la producción de energía por medios nucleares es la disposición final del combustible nuclear gastado y el almacenamiento del combustible nuclear hasta la decisión final de almacenarlo en repositorios geológicos profundos o reprocesarlo para separar los productos de fisión, actínidos, uranio remanente y plutonio. Entonces reciclar alguno de estos con el fin de obtener más energía del combustible, ó eliminar actínidos radiactivos del inventario del combustible gastado. Esto presenta algunas inconveniencias en un contexto sustentable puesto que el combustible nuclear gastado presenta altos índices de radiotoxicidad y requiere medidas de seguridad muy particulares.[2]

El reciclado del combustible nuclear gastado produciría energía adicional como punto a favor. El reciclado del combustible nuclear gastado se logra a través de la separación de plutonio y uranio del combustible nuclear y después incorporar el plutonio como material fisible en un combustible nuevo llamado MOX. Los actínidos provenientes del reprocesamiento del combustible gastado, también pueden ser incorporados en combustible nuevo y transmutarlos a isótopos de vida media más corta como productos de fisión o transmutarlos a isótopos estables, los principales actínidos en este trabajo son: uranio (U), neptunio (Np), plutonio (Pu), americio (Am) y curio (Cm).

Como una primera parte obligada en este trabajo se calcula el inventario de actínidos producidos en el combustible hasta el fin de su irradiación, considerando un quemado promedio del combustible más utilizado en los reactores BWR, esto para obtener una referencia de producción de los elementos que nos interesa analizar.

Como segunda parte fue necesario conceptualizar como introducir algunas barras de actínidos en el combustible de uranio para realizar la simulación del quemado de combustible, con los resultados obtenidos: calcular la cantidad de actínidos generados y los destruidos para establecer el balance del inventario y deducir cuanto fueron reducidos los actínidos introducidos en el combustible. Como tercera parte del trabajo se realizó un cambio del tipo de combustible, utilizando combustible MOX en lugar del combustible estándar de uranio enriquecido, a este combustible le fueron insertadas barras con actínidos y se realizó la simulación de quemado. La razón fue la comparación de reducciones de actínidos en espectros neutrónicos diferentes para analizar la mejor opción tecnológica.

2. COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO

Para la obtención de los resultados en este trabajo, se utilizó el programa CASMO-4, este código forma parte de la plataforma Core Management System (CMS) diseñada para realizar el análisis de los ciclos de combustible en plantas nucleares de potencia que poseen reactores de agua BWR o PWR.

- INTERPIN-3 realiza el cálculo de la temperatura del combustible cuando el reactor opera en estado estacionario. Modela sólo una barra de combustible (la de mayor enriquecimiento) y el refrigerante que la rodea, calculando valores de temperatura del combustible que son datos de entrada para los códigos CASMO-4 y SIMULATE-3.
- CASMO-4 está diseñado para realizar cálculos del quemado de combustible en ensambles de combustible para reactores BWR y PWR.

En este trabajo se tomó como base el combustible del cual se tiene información procedente de una central nuclear del tipo BWR.[3]

Tabla.1: Enriquecimiento promedio del combustible GE12

Tipo de Combustible	Enriquecimiento %	Barras de Gadolinio
GE12 10X10	3.70	5 al 5% y 9 al 4%

2.1. Composición Axial del Combustible

El enriquecimiento mostrado corresponde al enriquecimiento promedio de todo el ensamble de combustible. La distribución axial de enriquecimiento, la nodalización, y las longitudes de las celdas son mostradas en la figura 1

En el ensamble 10x10 con combustible GE-12 se tienen seis celdas axiales para ser simuladas, a continuación se muestra un esquema con el enriquecimiento promedio en cada celda como también la distancia axial que ocupan y su correspondiente número de nodos.

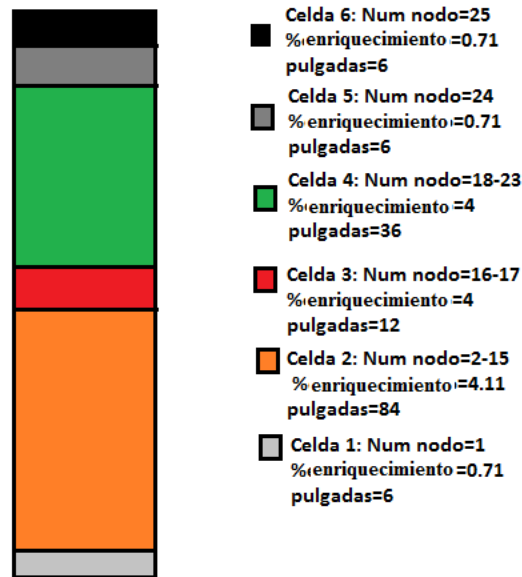


Figura 1: Distribución axial del combustible en una barra.

Como se puede apreciar, no todas las celdas tienen el mismo enriquecimiento, algunas aunque tengan el mismo enriquecimiento se diferencian por que la parte de la barra en la celda es diferente en la celda siguiente. Los enriquecimientos de la Figura 1 son de Uranio-235.

2.2. Composición Radial del Combustible

Las celdas radiales en un arreglo 10x10 contienen las posiciones de las barras de combustible en el ensamble, las distribuciones del enriquecimiento y sus promedios por filas y columnas. Como se dijo antes, el combustible está dividido en 6 celdas axiales con diferentes enriquecimientos promedio. A continuación se expondrán las 6 celdas con combustible de uranio utilizadas en este trabajo.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Figura 2: Celda UOX tipo 1

Esta celda mostrada en la Figura 2 se encuentra en la parte más baja del ensamble de combustible. Todos los enriquecimientos corresponden a uranio natural y no contiene combustible con Gadolinio. Las barras de agua están claramente mostradas en el centro, cabe mencionar que todas las celdas tiene un arreglo simétrico de punta superior izquierda a la punta inferior derecha.

La Figura 3 muestra la celda UOX tipo 2 con todas distribuciones de enriquecimientos radiales en el ensamble, se muestran también la diferentes posiciones de las barras de gadolinio, es decir 5 barras al 5% de Gd_2O_3 y 9 barras al 4% de Gd_2O_3 .

El óxido de Gadolinio se introduce al combustible como veneno quemable para compensar el exceso de reactividad del combustible al inicio del ciclo de quemado.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80	4.40	3.95	4.90	3.95	3.95	4.90	3.95	4.40	2.80
3.60	3.95	4.4g5	3.95	4.4g5	4.90	4.40	4.4g4	3.95	3.95
4.40	4.90	3.95	4.4g4	4.90	W	W	4.40	4.90	4.40
4.40	3.95	4.4g5	4.90	4.40	W	W	4.4g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W	4.40	4.40	4.40	4.4g4	4.40
3.95	4.90	4.40	W	W	4.40	4.40	4.4g4	4.90	4.40
3.60	3.95	4.4g4	4.40	4.4g5	4.40	4.4g4	4.40	3.95g4	3.95
2.80	4.40	3.95	4.90	4.40	4.4g4	4.90	3.95g4	4.40	3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Figura 3: Celda UOX tipo 2

La Figura 4 muestra la celda tipo 3 con sus respectivos enriquecimientos, esta celda tiene 14 posiciones sin uranio mostradas en color amarillo, también se muestran las barras con Gadolinio y las barras de agua en el centro.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80		3.95		3.95	3.95		3.95		2.80
3.60	3.95	4.4g5	3.95	4.4g5	4.90	4.40	4.4g4	3.95	3.95
4.40		3.95	4.4g4	4.90	W	W	4.40		4.40
4.40	3.95	4.4g5	4.90		W	W	4.4g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W		4.40	4.40	4.4g4	4.40
3.95		4.40	W	W	4.40	4.40	4.4g4		4.40
3.60	3.95	4.4g4	4.40	4.40	4.40	4.4g4	4.40	3.95g4	3.95
2.80		3.95		4.40	4.4g4		3.95g4		3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Figura 4: Celda UOX tipo 3

La celda tipo 4 (Figura 5) muestra los enriquecimientos radiales, nótese que estos como también las barras de gadolinio son iguales que la celda 3, pero en lugar de tener las barras sin uranio, se tienen barras cortas, es decir, estas posiciones están vacías.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80		3.95		3.95	3.95		3.95		2.80
3.60	3.95	4.4g5	3.95	4.4g5	4.90	4.40	4.4g4	3.95	3.95
4.40		3.95	4.4g4	4.90	W	W	4.40		4.40
4.40	3.95	4.4g5	4.90		W	W	4.4g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W		4.40	4.40	4.4g4	4.40
3.95		4.40	W	W	4.40	4.40	4.4g4		4.40
3.60	3.95	4.4g4	4.40	4.4g5	4.40	4.4g4	4.40	3.95g4	3.95
2.80		3.95		4.40	4.4g4		3.95g4		3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Figura 5: Celda UOX tipo 4

La Figura 6 muestra la celda tipo 5, está constituida por enriquecimientos naturales en cada barra, se muestran también las posiciones de las barras cortas y las barras de agua.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71	0.71	0.71	W	W	0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71		W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W		0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71	W	W	0.71	0.71	0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Figura 6: Celda UOX tipo 5

Por último, la celda tipo 6 es mostrada en la Figura 7, esta corresponde al último nodo y tiene solo concentraciones de uranio natural, también se pueden apreciar las barras cortas y 14 posiciones sin uranio.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71		0.71		0.71		0.71		0.71
0.71		0.71		0.71	W	W	0.71		0.71
0.71	0.71		0.71		W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W		0.71	0.71		0.71
0.71			W	W	0.71	0.71			0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71		0.71		0.71
0.71				0.71					0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Figura 7: Celda UOX tipo 6

2.3 Cálculo de Quemado de las Celdas

La Tabla 2 muestra los valores de k_{∞} a distintos valores de quemado, esto es de 0 a 65 GWd/TM, para los 6 tipos de celdas que usan como combustible Uranio enriquecido. Los cálculos fueron realizados con la plataforma CMS, se usaron 35 grupos de energía para el cálculo (valor predeterminado) y se comparo con los valores mostrados en el FBDR (Fuel Bundle Design Report).^[22]

Tabla 2 Diferencias entre los Valores Calculados y Reporte FBDR

GWd/TM	Celda 1		Celda 2	
	FBDR	CASMO4	FBDR	CASMO4
0	0.8697	0.8622	1.0936	1.0918
0.5	0.8618	0.8574	1.0701	1.0647
1	0.8816	0.8746	1.0731	1.0670
2	0.8957	0.8874	1.0826	1.0741
3	0.8977	0.8890	1.0927	1.0819
4	0.8945	0.8860	1.1033	1.0904
5	0.8890	0.8809	1.1149	1.0997
6	0.8825	0.8747	1.1278	1.1101
7	0.8756	0.8681	1.1421	1.1218
8	0.8685	0.8613	1.1577	1.1349
9	0.8616	0.8546	1.1739	1.1490
10	0.8550	0.8481	1.1890	1.1630
12	0.8426	0.8360	1.2084	1.1851
15	0.8265	0.8199	1.2007	1.1871
20	0.8059	0.7985	1.1515	1.1438
25	0.7909	0.7822	1.1000	1.0967
30	0.7788	0.7700	1.0490	1.0498
35	0.7690	0.7606	0.9987	1.0031
40	0.7605	0.7539	0.9497	0.9572
45	0.7530	0.7466	0.9027	0.9128
50	0.7461	0.7412	0.8590	0.8711
55	0.7397	0.7364	0.8199	0.8330
60	0.7337	0.7321	0.7869	0.7997
65	0.7280	0.7283	0.7599	0.7719

Aquí FBDR son los valores de k_{∞} mostrados en el documento FBDR, CASMO4 son los valores de k_{∞} obtenidos con el cálculo de CASMO4.

La siguiente grafica (Figura 8) muestra las curvas del factor de multiplicación infinito, para cada una de las celdas que constituyen el combustible GE-12. Los quemados establecidos son desde 0 hasta 65000 MWd/TU.

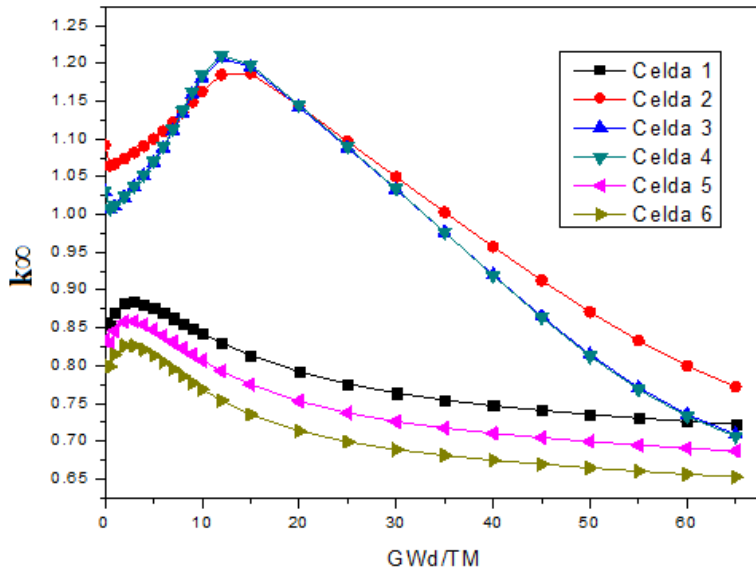


Figura 8 valores de K para las celdas del combustible GE-12

Es de notarse que los valores de k_{∞} son mayores en las celdas con mayor cantidad de combustible fisil. Las celdas 3 y 4 tienen valores muy parecidos debido a que solo difieren en que son cambiadas las barras sin combustible por espacios vacíos.

3.0 Combustible MOX

En este trabajo se usaron también como combustible los óxidos mixtos comúnmente llamados MOX, al cambiar el tipo de combustible de Uranio a MOX no fue afectada la parte mecánica del ensamble, es decir, los espaciadores, las medidas de las barras de combustible, el refrigerante, la distribución de las barras cortas ni las barras con agua. Los ensambles de combustible MOX son exactamente iguales que los de Uranio, lo único que cambia es la distribución de combustible, por consiguiente no se va a tener el mismo enriquecimiento en cada barra para Uranio que para MOX.[4]

A la composición isotópica del plutonio generado en el combustible se le denomina algunas veces “vector de plutonio”, esto es, la cantidad de cada isótopo que se tiene. En particular, en este trabajo utilizo un vector de plutonio denominado “de grado reactor”, este tiene una concentración isotópica de plutonio fisil de alrededor del 69% en peso. La concentración isotópica de plutonio típica después de la descarga de un combustible BWR y con la cual se trabajó se encuentra en la Tabla 3.

Tabla 3: Vector de Plutonio

Isótopo	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
% w	1.5	60.2	24.5	8.8	5

El cambio de combustible de Uranio a MOX se realizó de tal manera que se mantuviera constante la densidad de potencia del reactor, esto se logró como sigue: primero, se toman las concentraciones de uranio físil en cada barra para ser escaladas por un factor de 1.8 en peso [23], y así obtener la concentración de plutonio correspondiente para obtener un ensamble equivalente de uranio. A continuación el combustible de plutonio se introduce en una matriz de uranio que proviene de las colas de enriquecimiento. La cantidad de uranio físil en las colas de enriquecimiento es muy baja, se trata de un 0.25%, esta concentración se debe al proceso de enriquecimiento donde se obtiene uranio enriquecido (>0.71%) y las colas de uranio (<0.71%). En todos los casos, los cálculos fueron realizados usando una concentración de uranio físil de 0.25%.

Para ser más explícitos, la relación entre el material físil de uranio a plutonio es:

$$\text{Plutonio físil} = ({}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}) = \text{Uranio Físil} ({}^{235}\text{U}) * 1.8 \quad 1$$

Con esta relación podemos obtener las cantidades de plutonio correspondientes a las de Uranio, estas cantidades se muestran a continuación en la tabla 7.4, junto con el correspondiente valor de ${}^{235}\text{U}$ contenido en la matriz.

Tabla 4: Escalación de material físil.

% ${}^{235}\text{U}$	% Pu físil (${}^{239}\text{Pu}$ y ${}^{241}\text{Pu}$)	% Pu total (${}^{238}\text{Pu}$, ${}^{239}\text{Pu}$, ${}^{240}\text{Pu}$, ${}^{241}\text{Pu}$ y ${}^{242}\text{Pu}$)	${}^{235}\text{U}$ en la Matriz MOX
2.00	3.60	5.2174	0.2369
2.80	5.04	7.3043	0.2317
3.60	6.48	9.3913	0.2265
3.95	7.11	10.3043	0.2242
4.40	7.92	11.4783	0.2213
4.90	8.82	12.7826	0.2180

4.0 Combustible con Actínidos

El objetivo de la transmutación de actínidos provenientes del combustible gastado es la reducción en masa de los desechos de alto nivel que deben de ser almacenados en repositorios geológicos y el tiempo de vida de los desechos de alto nivel, estos dos logros reducirían el número de repositorios necesarios, como también la duración de almacenamiento.

La radiotoxicidad a corto plazo del combustible gastado está dominada por los productos de fisión, después de 300 a 500 años solamente los nucleídos de vida media larga (particularmente ${}^{99}\text{Tc}$ y ${}^{129}\text{I}$, ${}^{135}\text{Cs}$, ${}^{93}\text{Zr}$) permanecen, afortunadamente los productos de fisión contribuyen poco con el peligro radiotóxico del combustible gastado. La principal contribución a largo plazo en la radiotoxicidad es debida a la presencia de actínidos (Pu y actínidos menores Np, Am, Cm, etc), estos constituyen una fuente importante de radiación de cientos de miles de años. La contribución en la radiotoxicidad del combustible gastado se muestra en la figura 7.18.

La concentraciones de AM utilizadas para introducirse en las celdas de combustible, fueron obtenidas en base a la producción de actínidos en el combustible gastado de UO_2 GE12 (181 Kg de metal pesado) con enriquecimiento del 3.70% y quemado de 48.391 GWd/TM, a su descarga contiene 0.0687% de AM, como se muestra en la Tabla 5.

Tabla 5: Actínidos presentes en el combustible gastado

Material	Masa (gr)	%
^{241}Am	10.1200	0.0056
^{242m}Am	0.1606	0.0001
^{242}Cm	3.1780	0.0018
^{243}Cm	0.0941	0.0001
^{244}Cm	14.2600	0.0079
^{237}Np	96.3400	0.0532
Total	124.1527	0.0687

De esta manera, igual que en el combustible MOX, hacemos un vector de AM, el cual se muestra a continuación en la Tabla .6.

Tabla 6: Vector de AM

Isótopo	^{241}Am	^{242m}Am	^{242}Cm	^{243}Cm	^{244}Cm	^{237}Np
% w	8.1514	0.1456	2.6201	0.1456	11.4993	77.4381

Nótese que no se introdujo el ^{239}Np debido a que su vida media es muy corta. Se usaron los diseños de las celdas axiales de uranio y MOX, mostrados en los apartados anteriores para que sustituir cuatro barras de combustible por barras con 6% de AM(^{241}Am , ^{242m}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm y ^{237}Np), con el fin de analizar el comportamiento de los AM en el proceso de quemado y así cuantificar los actínidos destruidos o generados.

5.0 Resultados

El comportamiento de k_{∞} para los casos 1 y 2 es mostrado en la Figura 9 para los casos 3, 4, 5 y 6 tenemos la Figura 10 Para comparar los resultados de las celdas con AM también se colocaron los resultados respectivos de las celdas UOX tipo 2 y la celda MOX tipo 2.[5]

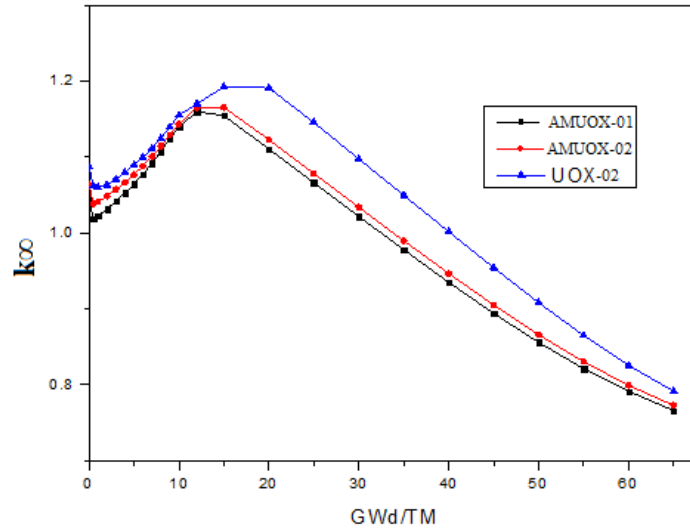


Figura 9: Valores de k_{∞} para las celdas de Uranio

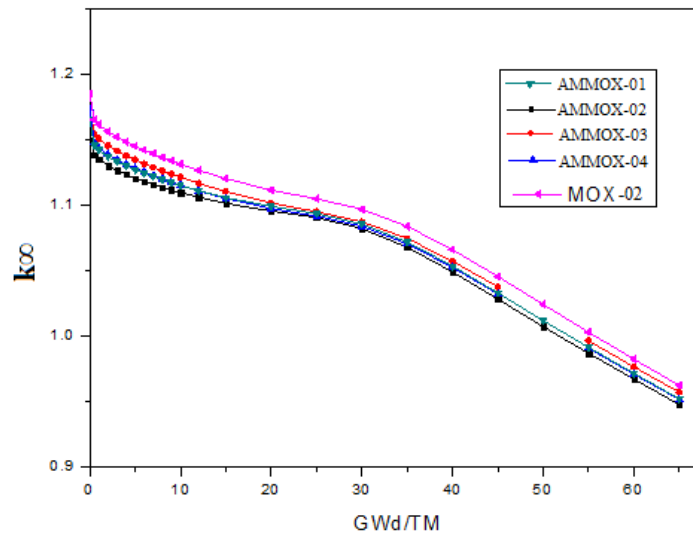


Figura 10: Valores de k_{∞} para las celdas de plutonio

Como se puede observar en la Figura 11 los valores de k_{∞} para las celdas que contienen combustible MOX son similares entre sí, esto es AMMOX-02, AMMOX-03, AMMOX-04, MOX, AMMOX-01, pero cabe mencionar que todos los valores de k_{∞} para las celdas que contienen AM son inferiores a la celda sin AM (celda MOX tipo 2). De igual manera se puede observar en la Figura 9 que los valores de k_{∞} para las celdas con AM (AMUOX-01, AMUOX-02) son inferiores a los valores de k_{∞} de la celda con combustible de Uranio (celda UOX tipo 2). Esto se debe a que cuando se introduce AM en las barras también se está introduciendo material no fisil, causando así que los valores de k_{∞} decrezcan.

Los valores de k_{∞} dependen de la cantidad de material fisil presente en la celda debido a que se reduce la multiplicación de neutrones, esto se puede observar en la Figura 10, ya que los valores

de k_{∞} de la celda AMMOX-03 son mayores que los de las celdas AMMOX-01, AMMOX-02 y AMMOX-04.

Prestemos atención en la celda AMUOX-01, para esta celda tenemos que desde 0 GWd/TM hasta los 40 GWd/TM, los valores de AM se reducen de 0.2634% hasta 0.1645% y aumenta hasta 0.1940 en los 65 GWd/TM. Para el caso de la celda UOX sin AM tenemos que desde el inicio del quemado hasta el final del quemado se producen 0.1227% de AM. Con lo anterior tenemos que del 0.2634% inicial de la celda AMUOX-01 se reduce a 0.0712%, esto se puede observar en la Figura 11.

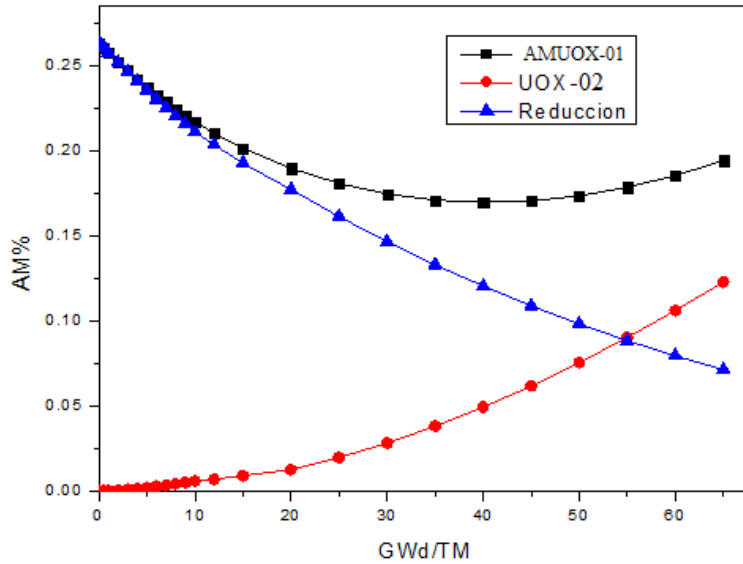


Figura 11: Reducción de AM para la celda AMUOX-01

Para el caso de las celdas con MOX, tenemos que la generación de AM es mayor que para el caso de las celdas con combustible UOX. Para la celda MOX tipo 2 se tiene que a los 65 GWd/TM se generaron 0.4009% de AM. Para los casos de AMMOX-02, AMMOX-03, AMMOX-04 y AMMOX-01 se generaron al final del quemado 0.4789%, 0.5136%, 0.4954% y 0.4901% respectivamente, dejando así una reducción de 0.0780% para la celda AMMOX-02, 0.1126% para la celda AMMOX-03, 0.0946% para la celda AMMOX-03 y 0.0892% para la celda AMMOX-01, esto se puede observar en la Tabla 7 y gráficamente en la Figura 12.

Tabla 7 Reducción para las celdas AMMOX

Celdas	0 GWd/Tm	65 GWd/TM	Reducción
MOX-02	0.0000	0.4009	0.0000
AMMOX-01	0.2630	0.4901	0.0892
AMMOX-02	0.2630	0.4789	0.0780
AMMOX-03	0.2630	0.5136	0.1127
AMMOX-04	0.2630	0.4954	0.0945

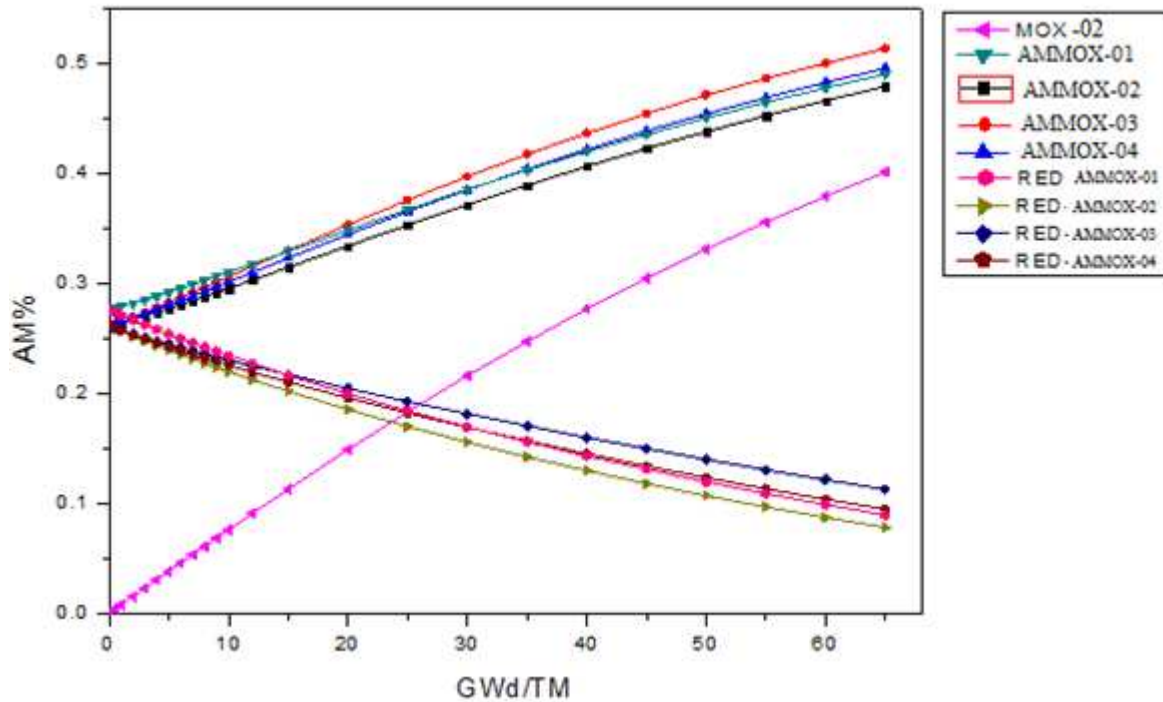


Figura 12 Reducción para las celdas AMMOX

Notemos que en la celdas con AM se tienen cuatro barras con AM, cada una de estas tienen 69.2gr de AM, teniendo así 277 gr en total con las cuatro barras con Am en la celda, este porcentaje va disminuyendo conforme aumenta el quemado. Tenemos una disminución hasta el 60.2gr para el conjunto de barras AMMOX-01, siendo esta la reducción mayor de todos los casos. Una disminución hasta el 67.4gr para el conjunto de barras AMMOX-02, la cual corresponde al segundo en reducción de todos los casos. Una reducción hasta los 108 gr para el conjunto de barras AMMOX-01. Una disminución hasta el 100 gr para el conjunto de barras AMMOX-02, siendo esta la disminución mayor en el caso de la celdas con combustible MOX. Una disminución hasta el 139 gr para el conjunto de barras AMMOX-03, esta corresponde a la disminución menor de todos los casos. Y por último, una reducción hasta el 119 gr para las barras AMMOX-04. Todo esto se puede observar en la Figura 13.

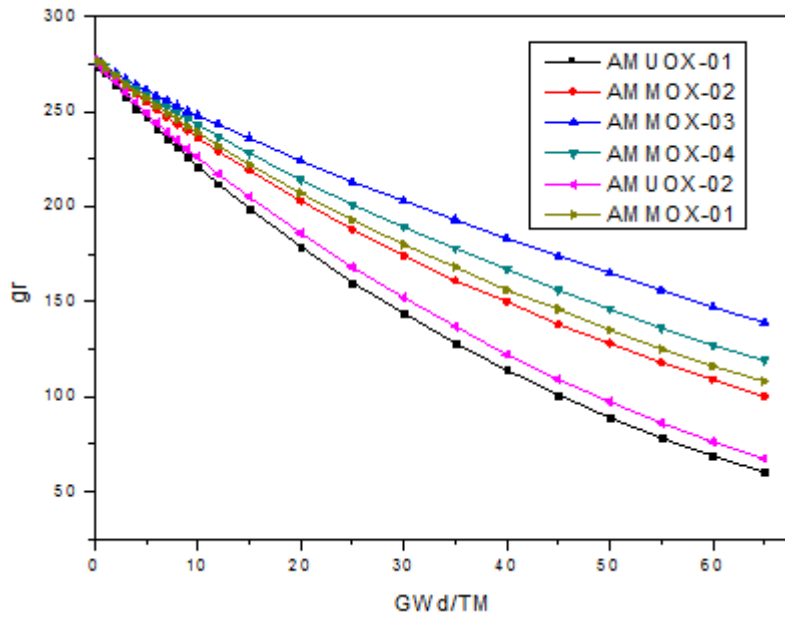


Figura 13 Masa de AM presente en las 4 barras conforme al quemado.

En los reactores BWR, se tiene un quemado promedio de alrededor de 45 GWd/TM, utilizaremos este punto y a los 65 GWd/TM para mostrar de forma general cuanto fue la reducción mostrada en este trabajo. Esto es mostrado en la Tabla 8.

Tabla 8 Reducción en la masa de AM.

Conjunto de las 4 barras	45 GWd/TM			65 GWd/TM		
	AM gr	Δ AM gr	Reducción %	AM gr	Δ AM gr	Reducción %
AMUOX-01	100.82	175.92	63.54	60.17	216.57	78.25
AMUOX-02	109.39	167.35	60.46	67.40	209.34	75.63
AMMOX-01	145.51	131.23	47.38	107.83	168.91	61.00
AMMOX-02	138.42	138.32	49.96	100.15	176.59	63.79
AMMOX-03	173.66	103.08	37.21	138.73	138.01	49.83
AMMOX-04	156.07	120.67	43.58	118.65	158.08	57.08

La reducción del conjunto de 4 barras AMUOX-01 es la mayor obtenida con 63.54% a los 45 GWd/TM y una reducción de 78.25% para los 65 GWd/TM. En general, los casos de las celdas con combustible MOX son los que presentan una reducción menor, esto se debe a que pocos procesos de captura neutrónica para los isotopos de Pu presentes en el vector de plutonio mostrado en la tabla 7.3 son necesarios crear alguno de los isotopos contenidos en AM.

6.0 Conclusiones

Se logro simular a nivel celda de combustible la generación de actínidos radiactivos para establecer una referencia con respecto a las celdas de combustible conteniendo barras con 6% de Actínidos Menores, las simulaciones fueron hechas en combustible estándar de uranio

enriquecido y en el mismo tipo de combustible pero conteniendo plutonio como material físil. Los resultados muestran que la reducción relativa en la cantidad de actínidos del combustible que inicialmente contenía barras con actínidos menores fue mayor en el combustible de uranio que en el combustible conteniendo plutonio, esto se puede explicar desde el punto de vista de que la formación de actínidos en el combustible de plutonio es más directa que en el combustible de uranio, esto es: el plutonio es la puerta de formación de los actínidos por lo que los resultados obtenidos son lógicos, sin embargo al cuantificar la reducción en ambos casos esta es significativa.

7.0 Referencias

1. John R. Lamarsh, *Introduction to nuclear engineering*, Addison-wesley, E.U., 1977, pp.61-62
2. Weston M. Stacey, *Nuclear Reactor Physics*, Wiley-VCH, Second edition, 2007, pp 5
3. FUEL BUNDLE DESIGN REPORT, GE12-P10CSB370-5G5.0/9G4.0-100T-150-T6-2670
4. J. Ramon Ramirez, Gustavo Alonso, Robert T. Perry and Javier Ortiz- Villafuerte, "Assessment of a MOX Fuel Assembly Design for a BWR Mixed Reload, Fuel Cycle and Management", *Nuclear Technology*, Vol. 156, May 9, 2006.
5. Eduardo Martínez C., J. Ramón Ramírez S., Gustavo Alonso V. "Análisis de La Reducción de Radiotoxicidad basado en el Reciclado de Actínidos, Tesis Predoctoral, Escuela Superior de Física y Matemáticas – IPN, Noviembre de 2013.

Esquema Integrado de Largo Plazo para la Administración de Combustible Gastado de Reactores Nucleares de Potencia

J. Ramón Ramírez S., Javier C. Palacios Hernández, Eduardo Martínez C.
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México-Toluca S/N, La Marquesa, Ocoyoacac Edo. de México, México.
ramon.ramirez@inin.gob.mx, javier.palacios@inin.gob.mx, eduardo.martinez@inin.gob.mx

Resumen

Después de la irradiación del combustible nuclear en el núcleo del reactor, es necesario almacenarlo para su enfriamiento en las albercas de combustible del reactor. Este es el primer paso de una serie de procesos antes que el combustible pueda alcanzar su destino final. Hasta ahora existen dos opciones que son las más comúnmente aceptadas para la parte final del ciclo de combustible nuclear, una es el ciclo de combustible nuclear abierto, que requiere un repositorio geológico profundo para la disposición final del combustible. La otra opción será, el reprocesamiento del combustible para extraer el plutonio y uranio como materiales valiosos que permanecen en el combustible gastado. En este trabajo se muestran las alternativas para la parte final del ciclo de combustible, que involucra el reciclado de plutonio y de los actínidos menores en el mismo reactor que los generó. Los resultados muestran que es posible hacerlo en un reactor térmico y que hay reducciones significativas en los actínidos si se reciclan en el combustible del reactor.

1. INTRODUCCIÓN

La parte final del ciclo de combustible debe planearse cuidadosamente para evitar retrasos en la implementación de cualquiera de las opciones disponibles y completar las actividades relacionadas con cada una de las opciones. Es importante también considerar el tiempo de cada una de las etapas y las actividades de interface entre cada una de ellas.

Es importante decidir si el ciclo de combustible nuclear será: Ciclo abierto o ciclo cerrado para enfocar las actividades de cada opción así como instalaciones y tecnología necesaria para completar el ciclo de combustible seleccionado. Es claro que es importante establecer un esquema que integre todas las etapas del ciclo de combustible y principalmente para la parte final del ciclo.

Las etapas para la parte final del ciclo son como sigue: Después de la irradiación hay una etapa de enfriamiento y almacenamiento en las albercas de combustible gastado del reactor, esta etapa podría durar como mínimo 5 años. Como este enfriamiento se lleva a cabo en las albercas del reactor, eventualmente se saturarán y será necesario almacenar parte o el total de combustible descargado del reactor fuera de las albercas.

Existe una opción disponible de corto plazo para su implementación si es que no existe una política que indique con claridad si el ciclo de combustible nuclear será abierto o cerrado. En tal caso se puede optar por el almacenamiento temporal del combustible ya sea húmedo o seco, esta opción proporcionará al menos 100 años para pensar muy bien cuál será el destino final del combustible.

Ciclo abierto ó directo En este tipo de ciclo de combustible, el combustible irradiado se deposita para enfriamiento en las albercas de combustible gastado del reactor para después ser llevado a un repositorio final previo acondicionamiento en contenedores para disposición definitiva del combustible gastado.

Ciclo cerrado En este tipo de ciclo de combustible, el combustible es enfriado por lo menos 5 años en las albercas del reactor y después es llevado a reprocesamiento para separar los productos de fisión, actínidos, el uranio remanente y el plutonio que se generó durante la irradiación posteriormente, el plutonio separado es utilizado en la construcción de combustible fresco de óxidos mixtos llamado combustible MOX y este combustible formará parte de las recargas de los reactores de potencia, cerrando de esta manera el ciclo de combustible.

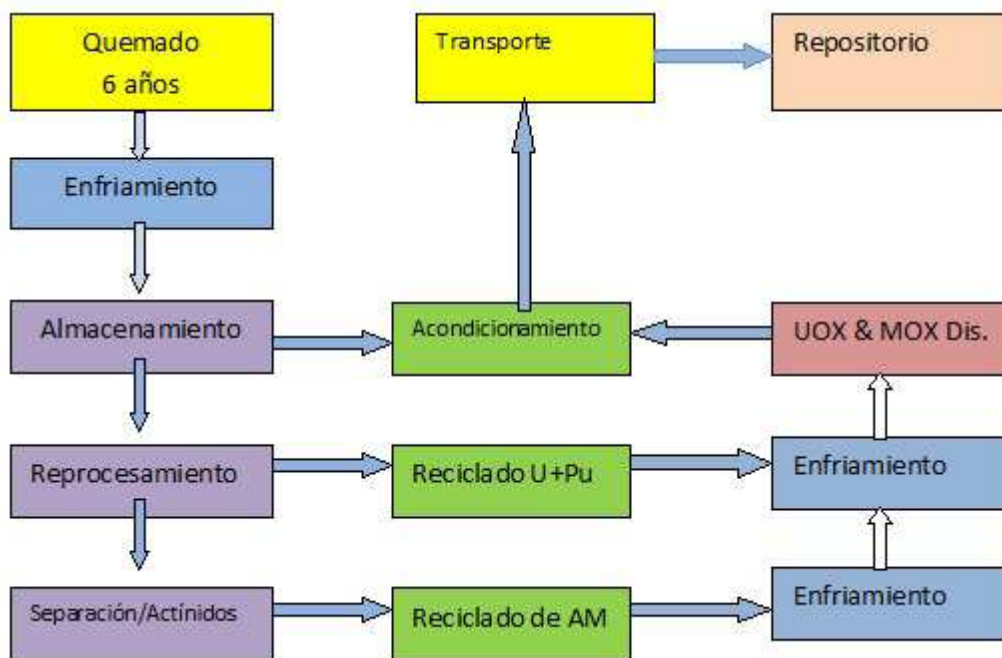


Figura 1 Ciclo de Combustible Cerrado C/Back-End Integral.

2. PROCESOS DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

Desde el punto de vista de un ciclo de combustible nuclear cerrado, al final de todos los procesos involucrados con el reciclado de materiales físi les ó transmutación y destrucción de actínidos, será necesario tener un repositorio final para almacenar los desechos resultantes del reciclado, reprocesamiento y disposición final de combustibles MOX y con actínidos integrados. Como punto a favor, se anticipa que las cantidades de combustible al repositorio serán mucho menores que para el ciclo abierto.

2.1 Enfriamiento

Esta etapa comienza con la descarga del combustible del núcleo del reactor y su almacenamiento en las albercas para combustible gastado, aquí el combustible permanecerá por al menos cinco años o más

2.2 Almacenamiento

Las alternativas de almacenamiento temporal del combustible gastado, principalmente tienen que ver con el tipo de contenedor en el cual se almacenará el combustible, ya que existen contenedores verticales y horizontales, de concreto y metálicos. todos los contenedores, en general deben ser aprobados por los organismos reguladores, puesto que deben cumplir con todos los requerimientos establecidos para este tipo de almacenamiento.

El almacenamiento húmedo del combustible tiene lugar en albercas construidas ex-profeso para ese fin, en donde se depositan los ensambles combustibles gastados y el agua de la alberca sirve como medio de enfriamiento y blindaje radiológico mientras el combustible permanezca ahí. estos almacenes tienen un costo mayor que el almacenamiento seco y requieren de la operación de desmineralizadores y bombas para la recirculación del agua.

2.3 Reprocesamiento

Esta etapa se lleva a cabo solo si el país ha decidido invertir en el reprocesamiento de combustible y reciclar el plutonio como combustible MOX obteniendo más energía del combustible original.

3. RECICLADO DE PLUTONIO

Algunos análisis sobre cuanto plutonio de grado reactor pudiese ser reciclado en un reactor térmico se han realizado en el ININ utilizando las herramientas dedicadas a la administración de combustible en el núcleo del reactor, los principales resultados están relacionados con la

equivalencia fisil del uranio al plutonio y las máximas cargas de combustible de plutonio en un reactor térmico sin hacer cambios en los sistemas de control.

El combustible UOX fue modificado para conceptualizar un ensamble de combustible MOX, esto fue hecho introduciendo barras de combustible de plutonio en el ensamble cambiando solo el material combustible y manteniendo todas las partes mecánicas sin cambios.

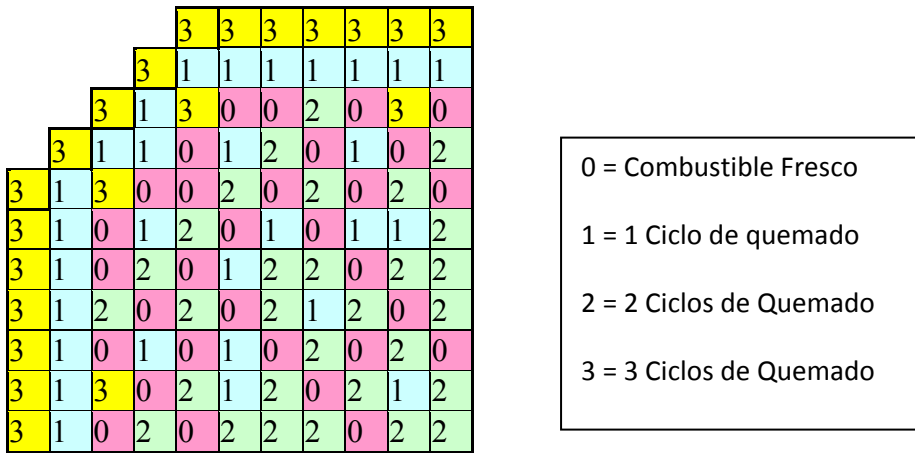


Figura 2 Mapa de 1/4 de Núcleo Reactor BWR

Las concentraciones de material fisil del ensamble UOX se modificaron cambiando el 235U por plutonio de grado reactor. El factor de escalamiento fue de 1.8 determinado previamente[1]. en la siguiente Figura se muestra un mapa de las concentraciones de plutonio correspondientes al contenido fisil del ensamble combustible.

Ensamble combustible MOX										Pu	Pins	Pu(fisile)
3.96	5.4	6.48	7.11	7.92	7.92	7.92	6.12	5.4	4.68	5.75	1	3.96
5.4	7.11	6.48	7.92	G	7.11	7.92	G	7.92	5.4	6.79	3	4.68
6.48	6.48	7.92	7.92	7.92	7.92	7.92	7.11	G	6.12	7.84	8	5.40
7.11	7.92	7.92	G	7.92	W	W	G	7.92	7.92	8.88	4	6.12
7.92	G	7.92	7.92	7.92	W	W	7.92	7.11	7.92	9.40	4	6.48
7.92	7.11	7.92	W	W	7.92	7.92	7.92	G	7.92	10.32	11	7.11
7.92	7.92	7.92	W	W	7.92	7.92	7.92	7.92	7.92	11.49	48	7.92
6.12	G	7.11	G	7.92	7.92	7.92	7.92	G	7.11	W	8	
5.4	7.92	G	7.92	7.11	G	7.92	G	7.92	5.4	Gd	13	3.95
4.68	5.4	6.12	7.92	7.92	7.92	7.92	7.11	5.4	4.68			2% Gd2O3

Figura 3 Mapa de Enriquecimientos de Ensamble Combustible

La Figura 4. muestra los resultados obtenidos para el cálculo de margen de apagado realizado para diferentes cantidades de ensamblajes combustibles de plutonio en la recarga después de alcanzar el ciclo de equilibrio, se obtuvo que es posible introducir 24 ensamblajes combustibles de plutonio. De esta forma se tendrán permanentemente 96 ensamblajes MOX en el núcleo durante la operación del reactor.

Tabla I Longitud de Ciclo Vs Concentraciones de Gd y Pu

Caso	PUF	Gd 2%	Gd 3%	Gd 5%
		Ciclo (días)	Ciclo (días)	Ciclo (días)
01	1		270.41	198.21
02	1.362		328.11	266.85
03	1.489	426.01	375.74	321.71
04	1.8	469.33	427.31	379.51
05	1.9		443.81	397.41
06	2.02		459.98	415.22
07	2.1		472.78	431.99

Después de ajustar las concentraciones de plutonio y gadolinio en el ensamblaje de combustible para igualar la longitud del ciclo de combustible, se probaron diferentes cantidades de combustible MOX en la recarga para determinar la máxima cantidad de ensamblajes combustibles MOX posible en la recarga. Los resultados muestran que toda la recarga podría ser cambiada por combustible MOX, sin afectar la longitud del ciclo. Pero aún es necesario determinar el margen de apagado del reactor.

Tabla II Número de ensamblajes Vs Longitud de Ciclo

MOX Ens.	Celda	RMF	UOX FA	Ciclo días
124	109-110	1.8	0	468.91
26	109-110	1.8	98	468.73
28	109-110	1.8	96	468.66
32	109-110	1.8	92	468.82
40	109-110	1.8	84	469.11

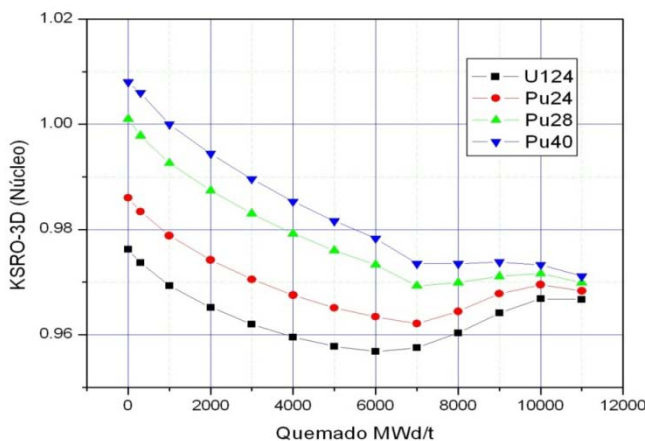


Figura 4 Margen de Apagado para diferentes cargas de Pu

De aquí que, el plutonio puede ser reciclado en el mismo reactor que lo generó.

4. RECICLADO DE ACTÍNIDOS

La opción de reciclado de actínidos menores es enfocada en la transmutación y/o destrucción de los actínidos radiactivos para reducir la actividad de los combustibles nucleares gastados a largo plazo, la idea principal es reciclar los actínidos en el mismo reactor que los generó, lo que significa llevar a cabo la transmutación en reactores térmicos, algunos estudios indican que podría obtenerse una reducción significativa en la cantidad de actínidos reciclados.

Recientemente en el ININ se han llevado a cabo evaluaciones de la transmutación de actínidos en un reactor térmico utilizando herramientas computacionales de la administración de combustible[2]. Se realizó el cálculo de la generación de actínidos en combustible de reactor BWR para especificar una referencia de la producción de actínidos a un quemado típico de 48 000 MWd/TU, los resultados se muestran en la Figura 3

Tabla III Actínidos Producidos por Combustible UOX

Actínido	Masa (gr)	w%
241AM	10.1200	0.0056
242mAM	0.1606	0.0001
242Cm	3.1780	0.0018
243Cm	0.0941	0.0001
244Cm	14.2600	0.0079
237Np	96.3400	0.0532
Total	124.1527	0.0687

Los actínidos mostrados en la tabla son los actínidos menores generados en el combustible UOX (GE12 con 181 Kg de metal pesado) a un quemado de descarga de 48 GWd/TU. estos cálculos produjeron la cantidad de 0.0687% de actínidos menores en 181Kg de metal pesado del combustible.

Tabla IV Vector de Actínidos Menores

Isótopo	²⁴¹ Am	^{242m} Am	²⁴² Cm	²⁴³ Cm	²⁴⁴ Cm	²³⁷ Np
% w	8.1514	0.1456	2.6201	0.1456	11.4993	77.4381

Las concentración de AM (actínidos Menores) utilizadas para los cálculos de reciclado, con las composición isotópica de la Tabla IV fue de 6%

La principal contribución a largo plazo de la radio-toxicidad del combustible es debido a la presencia de los actínidos (Pu, Np, Am, Cm, etc.) que constituyen una importante fuente de radiación del orden de los miles de años.

Tabla V Actínidos a la Descarga 48.3 GWd/TU

Actínidos	Masa (gr)	%	t 1/2
²⁴¹ Am	10.1200	0.0056	432 y
^{242m} Am	0.1606	0.0001	141 y
²⁴² Cm	3.1780	0.0018	163 d
²⁴³ Cm	0.0941	0.0001	29.1 y
²⁴⁴ Cm	14.2600	0.0079	18.1 y
²³⁷ Np	96.3400	0.0532	2.140e6 y
²³⁹ Np	9.2800	0.0051	2.3 d
Total	133.4327	0.0737	

Para reciclar los actínidos se realizó un diseño conceptual del ensamble combustible, el diseño consiste en incorporar 4 barras con un contenido de 6% de actínidos en el combustible fresco, así el combustible nuclear de óxido de uranio contiene actínidos desde el principio de su quemado en el primer ciclo, de tal manera, el contenido de actínidos en el ensamble combustible es de 0.2634% en peso del peso total del metal pesado en el ensamble.

5. RESULTADOS:

Los resultados obtenidos usando el código CASMO4 son como sigue: Para el caso designado como AMUOX-01, comenzando de 0.0 GWd/TU a 40 GWd/TU, los valores de AM en el combustible se reducen de 0.2634% hasta 0.1645% y después el porcentaje aumenta hasta 0.1940% a los 65GWd/TU. Para el caso del combustible UOX sin AM, los valores van desde 0% hasta 0.1227% al final del quemado, entonces, restando esta referencia al valor final obtenido por el combustible con las barras de actínidos para el caso AMUOX-01 (0.1940%), los actínidos se redujeron a 0.0712%, lo cual significa una reducción neta en los actínidos incorporados al combustible.[5]

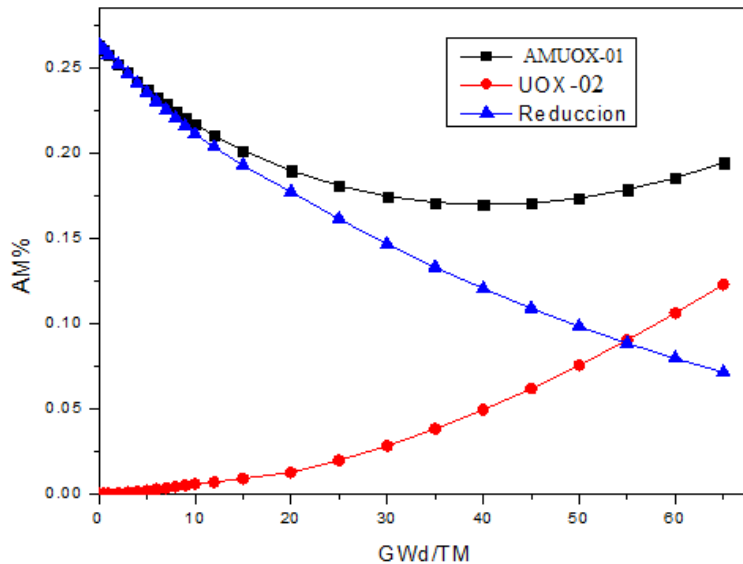


Figura 5 Evolución de Actínidos con el Quemado

Después del primer caso, se calcularon otros introduciendo variaciones principalmente en el material de matriz soporte de los actínidos en las barras de actínidos del ensamble combustible, en todos los casos se observa una reducción en los actínidos incorporados.

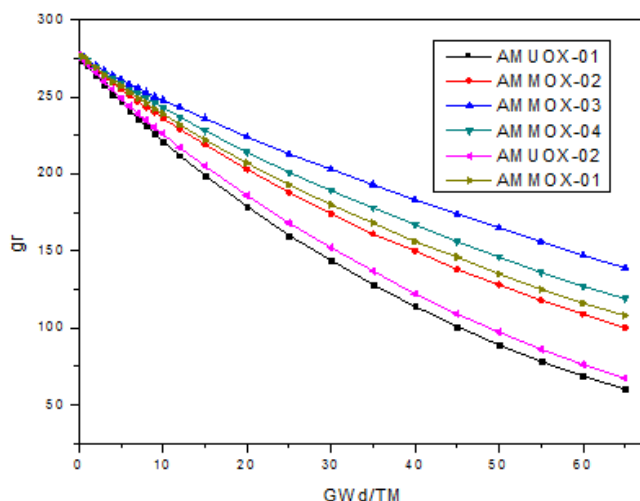


Figura 6 Reducción de Actínidos con el Quemado.

Los resultados para todos los casos se observan en la Figura 6. Para el caso del combustible de plutonio con actínidos, la generación de actínidos fue mayor que para el caso del combustible UOX con actínidos. Los casos calculados para combustible de plutonio con actínidos integrados se muestran en la Tabla VI, todos ellos muestran una reducción en la cantidad inicial de actínidos incorporados.

Tabla VI Reducción para los casos MOX y AMMOX

Celdas	0 GWd/TM	65 GWd/TM	Reducción
MOX-02	0.0000	0.4009	0.0000
AMMOX-01	0.2630	0.4901	0.0892
AMMOX-02	0.2630	0.4789	0.0780
AMMOX-03	0.2630	0.5136	0.1127
AMMOX-04	0.2630	0.4954	0.0945

6. CONCLUSIONES

Esta parte final integral de la parte final del ciclo de combustible permitiría deshacerse de grandes volúmenes de desechos radiactivos y al mismo tiempo, destruir cantidades de elementos radiactivos. Los cálculos muestran que esto podría ser realizado en el mismo reactor que generó el desperdicio, entonces se requieren más estudios para cuantificar la conveniencia de llevar a cabo experimentos en este sentido.

Independientemente de que el plutonio o los actínidos sean reciclados, después de la irradiación del combustible utilizado para reciclar los actínidos y/o plutonio, será necesario deshacerse de él (Disposición). De aquí que el repositorio de disposición definitiva será necesario para almacenarlo.

REFERENCIAS

1. J. Ramon Ramirez, Gustavo Alonso, Robert T. Perry and Javier Ortiz- Villafuerte, “Assessment of a MOX Fuel Assembly Design for a BWR Mixed Reload, Fuel Cycle and Management”, Nuclear Technology, Vol. 156, May 9, 2006.
2. Eduardo Martínez C., J. Ramón Ramírez S., Gustavo Alonso V. “Análisis de La Reducción de Radiotoxicidad basado en el Reciclado de Actínidos, Tesis Predoctoral, Escuela Superior de Física y Matemáticas – IPN, Noviembre de 2013.

Reducción de Actínidos Menores por Reciclado en un Reactor de Agua Ligera

Eduardo Martínez Caballero^{1,2}, José R. Ramírez Sánchez¹, Gustavo Alonso Vargas^{1,2}

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

Carretera México-Toluca S/N, La Marquesa, Ocoyoacac C.P. 52750, México.

eduardo.martinez@inin.gob.mx; ramón.ramirez@inin.gob.mx; gustavo.alonso@inin.gob.mx

Instituto Politécnico Nacional (IPN)

Escuela Superior de Física y Matemáticas (ESFM)

Av. Instituto Politécnico Nacional s/n, Edificio 9, U.P. Adolfo López Mateos

Col. San Pedro Zacatenco, Del. Gustavo A. Madero,

C.P.07738, México, D.F.

Resumen

El objetivo de la transmutación de actínidos provenientes del combustible nuclear gastado es la reducción en masa de los desechos de alto nivel que deben de ser almacenados en repositorios geológicos y el tiempo de vida de los desechos de alto nivel, estos dos logros reducirían el número de repositorios necesarios, como también la duración de almacenamiento. El presente trabajo está direccionado hacia la evaluación de un ciclo de combustible nuclear avanzado en el que los actínidos menores (Np, Am y Cm) pudiesen ser reciclados para eliminar la mayor parte del material radiactivo, se establece primero una referencia de producción de actínidos en el combustible nuclear estándar de uranio al final de su quemado en un reactor BWR, después se propone un diseño de barra de combustible conteniendo 6% de actínidos menores en una matriz de uranio proveniente de las colas de enriquecimiento, entonces se sustituyen 4 barras de combustible de uranio estándar por 4 barras de actínidos para evaluar la producción y transmutación de los mismos y al final se evalúa la reducción de los actínidos menores en el combustible. En el desarrollo de este trabajo la herramienta de cálculo son los códigos: INTREPIN-3, CASMO-4 y SIMULATE-3.

1. INTRODUCCIÓN

La radiotoxicidad a corto plazo del combustible gastado está dominada por los productos de fisión, después de 300 a 500 años solamente los nucleídos de vida media larga (particularmente ⁹⁹Tc, ¹²⁹I ¹³⁵Cs y ⁹³Zr) permanecen, afortunadamente los productos de fisión contribuyen poco con el peligro radiotóxico del combustible gastado. La principal contribución a largo plazo en la radiotoxicidad es debida a la presencia de actínidos (Pu y actínidos menores Np, Am, Cm, etc.), estos constituyen una fuente importante de radiación de cientos de miles de años.

Actualmente cuando se reprocessa y recicla el combustible nuclear gastado, el plutonio y el uranio son reutilizados en la forma de combustible de óxidos mixtos (MOX), la parte restante de los

desechos; esto es, los actínidos menores y productos de fisión son desalojados directamente en repositorios radiactivos. Los actínidos resultantes del quemado del uranio (Pu, Np, Am, Cm, y otros actínidos transuránicos). Constituyen el grupo de residuos que ofrece mayores dificultades de gestión: son materiales altamente radiactivos que pueden tener interés proliferante para la fabricación de armas, generan importantes cantidades de calor por radioactividad y se mantienen activos por periodos muy largos de tiempo, desde miles hasta cientos de miles de años.

La gestión de los actínidos menores (como el Np, Am y Cm) es uno de los puntos fundamentales que deben ser analizados. Con el fin de disminuir considerablemente el inventario de actínidos menores del combustible nuclear gastado, se debe considerar el reciclado de estos, con el objetivo de transmutarlos por medio de la fisión o captura neutrónica a isótopos estables, o con vidas medias más cortas. Los actínidos menores pueden incorporarse al combustible nuclear como óxidos, aleaciones, o en forma heterogénea, contenidos en materiales inertes [1]. En la Figura 1 se muestra los decaimientos alpha, beta y captura neutrónica de los actínidos y en la Tabla I se dan los valores de las secciones eficaces microscópicas de fisión y captura neutrónica para energías térmicas del neutrón, así como la vida media de los actínidos [2].

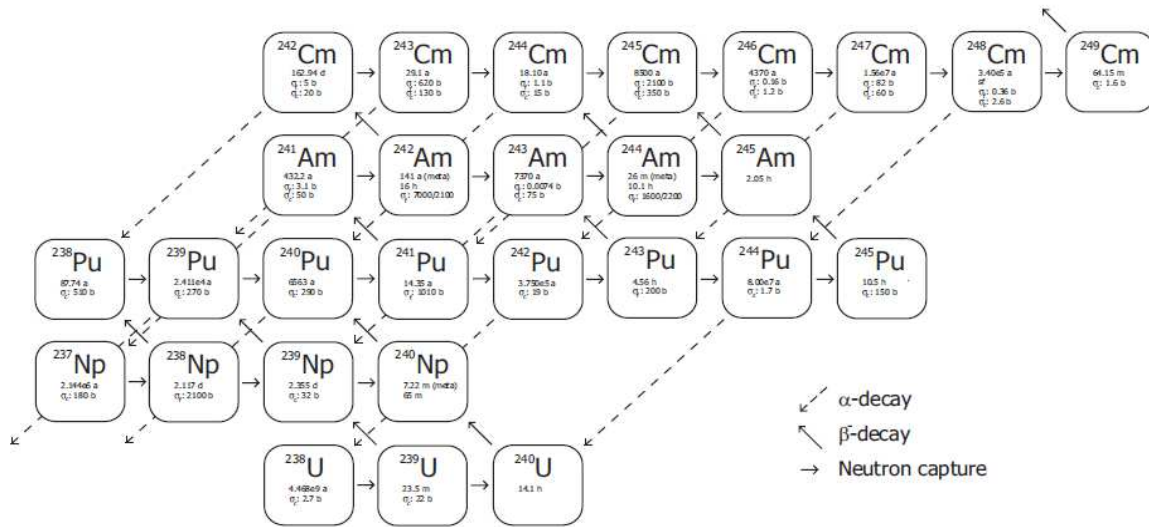


Figura 1. Decaimientos alpha, beta(-) y captura neutrónica de los actínidos.

Tabla I. Datos nucleares de los actínidos a 20 °C.

Nucleído	Vida Media	σ_c	σ_f	Nucleído	Vida Media	σ_c	σ_f
^{238}U	4.468X10 ⁹ a	2.7		^{241}Am	432.2 a	50	3.1
^{239}U	23.5 m			^{242m}Am	141 a		7000
^{240}U	14.1 h			^{242}Am	16 h		2100
^{237}Np	2.144 X10 ⁶ a	180		^{243}Am	7370 a	75	0.0074
^{238}Np	2.117 d		2100	^{244m}Am	26 m		1600
^{239}Np	2.355 d	32		^{244}Am	10.1 h		2200
^{240m}Np	7.22 m			^{245}Am	2.05 h		
^{240}Np	65 m			^{242}Cm	162.94 d	20	5

Cont. Tabla I.

Nucleído	Vida Media	σ_c	σ_f	Nucleído	Vida Media	σ_c	σ_f
²³⁸ Pu	87.74 a	510		²⁴³ Cm	29.1 a	130	620
²³⁹ Pu	2.411 X10 ⁴ a	270	750	²⁴⁴ Cm	18.10 a	15	1.1
²⁴⁰ Pu	6563 a	290		²⁴⁵ Cm	8500 a	350	2100
²⁴¹ Pu	14.35 a		1010	²⁴⁶ Cm	4370 a	1.2	0.16
²⁴² Pu	3.750e5 a	19		²⁴⁷ Cm	1.56 X10 ⁷ a	60	82
²⁴³ Pu	4.56 h		200	²⁴⁸ Cm	3.40 X10 ⁵ a	2.6	0.36
²⁴⁴ Pu	8.00 X10 ⁷ a	1.7		²⁴⁹ Cm	64.15 m	1.6	
²⁴⁵ Pu	10.5 h	150					

Nota: a = años; d = días; h = horas; m = minutos.

2. COMBUSTIBLE DE URANIO

En este trabajo se tomo como base el combustible GE tipo 12, del cual se tiene información procedente de una central nuclear del tipo BWR.

Tabla II. Enriquecimiento promedio del combustible GE12

Tipo de Combustible	Enriquecimiento %	Barras de Gadolinio
GE12 10X10	3.70	5 al 5% y 9 al 4%

El enriquecimiento mostrado en la Tabla II corresponde al enriquecimiento promedio de todo el ensamble combustible. La Tabla III muestra la distribución axial de enriquecimientos y el tipo de celda utilizada para modelar el ensamble de combustible, así como la nodalización y las longitudes correspondientes a cada tipo de celda. Se aprecia que cada nodo corresponde a 6 pulgadas de longitud axial, sumando un total de 150 pulgadas de longitud activa para el combustible. La nodalización comienza desde el fondo del núcleo correspondiendo al nodo 1 a la parte más baja y el nodo 25 a la parte más alta del mismo.

Aquí el tipo de celda corresponde a un mapa de enriquecimiento en particular, las celdas de tipo 1, 5 y 6 son celdas que utilizan sólo uranio natural como material combustible y corresponde al fondo y parte más alta del ensamble combustible ya que se utiliza como reflector en la dirección axial del ensamble.

Las celdas 2, 3 y 4 corresponde a mapas con diferentes enriquecimientos radiales, así la celda 2 tiene un enriquecimiento promedio de 4.11% y las celdas 3 y 4 tienen un enriquecimiento promedio del 4.00% la tabla muestra cual es la longitud de cada uno de estos enriquecimientos en pulgadas [3].

En la Figura 2 se muestra la celda correspondiente al nodo 1, que está constituido en su totalidad de uranio natural.

Tabla III. Mapa de distribución de enriquecimientos.

	Nodo	UO ₂	Enriquec.	Longitud
	#	Celda	%	Pulgadas
Reflector	25	Tipo 6	0.71	6
Reflector	24	Tipo 5	0.71	6
	23	Tipo 4	4.00	36
	22	Tipo 4	4.00	
	21	Tipo 4	4.00	
	20	Tipo 4	4.00	
	19	Tipo 4	4.00	
	18	Tipo 4	4.00	
	17	Tipo 3	4.00	12
	16	Tipo 3	4.00	
	15	Tipo 2	4.11	84
	14	Tipo 2	4.11	
	13	Tipo 2	4.11	
	12	Tipo 2	4.11	
	11	Tipo 2	4.11	
	10	Tipo 2	4.11	
	9	Tipo 2	4.11	
	8	Tipo 2	4.11	
	7	Tipo 2	4.11	
	6	Tipo 2	4.11	
	5	Tipo 2	4.11	
	4	Tipo 2	4.11	
	3	Tipo 2	4.11	
	2	Tipo 2	4.11	
Reflector	1	Tipo 1	0.71	6

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Figura 2. Celda de combustible tipo 1.

Esta celda ocupa una longitud axial de 6 pulgadas y representa la parte más baja del ensamble combustible. La Figura 3 muestra la celda de tipo 2 con todas la distribución de enriquecimientos radiales en el ensamble, en esta celda se aprecian las diferentes posiciones de las barras de gadolinio, con 5 barras al 5% de Gd₂O₃ y 9 barras al 4% de Gd₂O₃ (esta región ocupa 84 pulgadas). El óxido de Gadolinio se introduce al combustible como veneno quemable para compensar el exceso de reactividad del combustible al inicio del ciclo.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80	4.40	3.95	4.90	3.95	3.95	4.90	3.95	4.40	2.80
3.60	3.95	4.4g5	3.95	4.4g5	4.90	4.40	4.4g4	3.95	3.95
4.40	4.90	3.95	4.4g4	4.90	W	W	4.40	4.90	4.40
4.40	3.95	4.4g5	4.90	4.40	W	W	4.4g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W	4.40	4.40	4.40	4.4g4	4.40
3.95	4.90	4.40	W	W	4.40	4.40	4.4g4	4.90	4.40
3.60	3.95	4.4g4	4.40	4.4g5	4.40	4.4g4	4.40	3.95g4	3.95
2.80	4.40	3.95	4.90	4.40	4.4g4	4.90	3.95g4	4.40	3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Figura 3. Celda de combustible tipo 2.

Figura 4 muestra la celda tipo 3 con sus respectivos enriquecimientos, en particular esta celda contiene 14 posiciones sin uranio, estas celdas ocupan una longitud axial de 12 pulgadas.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80		3.95		3.95	3.95		3.95		2.80
3.60	3.95	4.4g5	3.95	4.4g5	4.90	4.40	4.4g4	3.95	3.95
4.40		3.95	4.4g4	4.90	W	W	4.40		4.40
4.40	3.95	4.4g5	4.90		W	W	4.4g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W		4.40	4.40	4.4g4	4.40
3.95		4.40	W	W	4.40	4.40	4.4g4		4.40
3.60	3.95	4.4g4	4.40	4.40	4.40	4.4g4	4.40	3.95g4	3.95
2.80		3.95		4.40	4.4g4		3.95g4		3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Figura 4. Celda de combustible tipo 3.

La celda de tipo 4 mostrada en la Figura 5 tiene características similares a la del tipo 3, en particular esta celda muestra 14 posiciones vacías, estas posiciones indican el lugar donde se encuentran las barras cortas, esta celda ocupa una longitud axial de 36 pulgadas.

La Figura 6 muestra la celda del tipo 5 que muestra la distribución de uranio natural y las posiciones de las barras cortas en el ensamble, esta celda ocupa una longitud axial de 6 pulgadas.

2.00	2.80	3.60	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.80	2.00
2.80		3.95		3.95	3.95		3.95		2.80
3.60	3.95	4.4g5	3.95	4.4g5	4.90	4.40	4.4g4	3.95	3.95
4.40		3.95	4.4g4	4.90	W	W	4.40		4.40
4.40	3.95	4.4g5	4.90		W	W	4.4g5	4.40	4.40
4.40	3.95	4.90	W	W		4.40	4.40	4.4g4	4.40
3.95		4.40	W	W	4.40	4.40	4.4g4		4.40
3.60	3.95	4.4g4	4.40	4.4g5	4.40	4.4g4	4.40	3.95g4	3.95
2.80		3.95		4.40	4.4g4		3.95g4		3.60
2.00	2.80	3.95	4.40	4.40	4.40	4.40	3.95	3.60	2.00

Figura 5. Celda de combustible tipo 4.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71	0.71	0.71	W	W	0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71		W	W	0.71	0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W		0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71	W	W	0.71	0.71	0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Figura 6. Celda de combustible tipo 5.

La celda de tipo 6 mostrada en la Figura 7 que corresponde al último nodo (25) del ensamble en su parte superior, esta celda muestra además 14 posiciones sin uranio, aparte de las posiciones de las barras cortas, tiene una longitud axial de 6 pulgadas.

0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	0.71		0.71		0.71
0.71	0.71		0.71		0.71	0.71		0.71	0.71
0.71		0.71		0.71	W	W	0.71		0.71
0.71	0.71		0.71		W	W		0.71	0.71
0.71	0.71	0.71	W	W		0.71	0.71		0.71
0.71		0.71	W	W	0.71	0.71			0.71
0.71	0.71		0.71		0.71		0.71		0.71
0.71		0.71		0.71					0.71
0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71	0.71

Figura 7. Celda de combustible tipo 6.

3. COMBUSTIBLE CON ACTÍNIDOS MENORES

El ensamble combustible gastado de UO₂ GE tipo 12 (181 Kg de metal pesado) con enriquecimiento promedio de 3.70% de ²³⁵U y quemado de 48391 MWd/TM, a su descarga contiene 0.0737% de actínidos menores, como se muestra en la Tabla IV.

Tabla IV. Actínidos menores en el combustible nuclear gastado de UO₂.

Material	Masa (gr)	%
²⁴¹ Am	10.1200	0.0056
^{242m} Am	0.1606	0.0001
²⁴² Cm	3.1780	0.0018
²⁴³ Cm	0.0941	0.0001
²⁴⁴ Cm	14.2600	0.0079
²³⁷ Np	96.3400	0.0532
²³⁹ Np	9.2800	0.0051
Total	133.4327	0.0737

La concentración de actínidos menores utilizada para introducirse en las celdas de combustible fue tomada de la Tabla IV, normalizando los datos para obtener un vector de actínidos menores, el cual se muestra en la Tabla V.

Tabla V. Vector de actínidos menores.

Isótopo	²⁴¹ Am	²⁴⁴ Cm	²³⁷ Np
% w	8.3830	11.8125	79.8045

Nótese que no se introdujo el ²³⁹Np y ²⁴²Cm debido a que su vida media es muy corta y el ^{242m}Am y ²⁴³Cm debido a su baja contribución.

De los diseños de celdas de UO₂, mostrados anteriores, se sustituyen cuatro barras de combustible las cuales contendrán 6% de actínidos menores (²⁴¹Am, ²⁴⁴Cm y ²³⁷Np), con el fin de reducirlos durante el quemado del combustible. Además, todos los cálculos fueron realizados considerando una concentración de colas para el uranio de 0.25% [4].

4. SIMULACIÓN DE NÚCLEOS

Para la obtención de los resultados en este trabajo, se utilizó la plataforma Core Management System (CMS) diseñada para realizar el análisis de los ciclos de combustible en plantas nucleares de potencia que poseen reactores de agua BWR o PWR.

- INTERPIN-3 realiza el cálculo de la temperatura del combustible cuando el reactor opera en estado estacionario. Modela sólo una barra de combustible (la de mayor

enriquecimiento) y el refrigerante que la rodea, calculando valores de temperatura del combustible que son datos de entrada para los códigos CASMO-4 y SIMULATE-3.

- CASMO-4 está diseñado para realizar cálculos del quemado de combustible en ensambles de combustible para reactores BWR y PWR.
- SIMULATE-3 realiza la simulación estática tridimensional de un reactor nuclear tipo LWR.

Como referencia se simuló un ciclo de equilibrio a una potencia térmica nominal de 2027MWt, a una presión en el núcleo de 1035 psia y a una temperatura del refrigerante de 560 K. En la Figura 8 se ilustra $\frac{1}{4}$ de núcleo, donde 0 es combustible fresco, 1 es combustible con un quemado, 2 es combustible de dos quemados y 3 es combustible de tres quemados. En total el núcleo contiene 444 ensambles combustibles (112 combustibles frescos, 112 combustibles con un quemado, 112 combustibles con dos quemados y 108 combustibles con tres quemados).

						3	3	3	3	3	3	3				
						3	3	3	1	1	3	1	1			
						3	3	3	1	2	1	0	1	0		
						3	3	1	1	0	1	0	1	0	2	
						3	3	3	1	2	1	0	2	0	2	0
						3	3	1	0	1	0	2	0	2	0	2
						3	1	2	1	0	2	1	2	0	2	1
						3	1	1	0	2	0	2	1	2	0	2
						3	3	0	1	0	2	0	2	1	2	0
						3	1	1	0	2	0	2	0	2	0	2
						3	1	0	2	0	2	1	2	0	2	2

Figura 8. Representación de $\frac{1}{4}$ de núcleo.

Para el establecimiento del ciclo de equilibrio se consideró el reemplazo de aproximadamente $\frac{1}{4}$ de los ensambles de combustible con mayor quemado al final de cada ciclo. El ciclo de equilibrio se alcanza a partir del ciclo $n = 4$ siendo el ciclo $n = 5$ semejante al ciclo $n = 4$. Esto es, se comienza el quemado de 444 ensambles frescos en el ciclo $n = 1$, al final del cual se retira $\frac{1}{4}$ de los ensambles de combustible, alrededor de 111 ensambles que se reemplazan con combustible fresco. El ciclo $n = 2$ se comienza con $\frac{3}{4}$ partes del núcleo con 1 ciclo de quemado y $\frac{1}{4}$ de núcleo con combustible fresco. Al final del ciclo $n = 2$ se tienen $\frac{3}{4}$ partes con 2 ciclos de quemado y $\frac{1}{4}$ parte con 1 ciclo de quemado. Nuevamente se reemplazan aproximadamente 111 ensambles de combustible con 2 ciclos de quemado ($\frac{1}{4}$ del combustible del núcleo) con combustible fresco. Por tanto, el ciclo $n = 3$ comienza con $\frac{1}{2}$ del combustible del núcleo con 3 ciclos de quemado, $\frac{1}{4}$ con dos ciclos de quemado y $\frac{1}{4}$ con un ciclo de quemado. Al final del ciclo $n = 3$ se reemplazan 111 ensambles de combustible con 3 ciclos de quemado por combustible fresco. El ciclo $n = 4$ comienza con $\frac{1}{4}$ del combustible con 3 ciclos de quemado, $\frac{1}{4}$ del combustible con 2 ciclos de quemado, $\frac{1}{4}$ del combustible con 1 ciclo de quemado y $\frac{1}{4}$ del combustible fresco. Al final del ciclo $n = 4$ se tiene $\frac{1}{4}$ del combustible con 4 ciclos de quemado, $\frac{1}{4}$ del combustible con 3 ciclos

de quemado, $\frac{1}{4}$ del combustible con 2 ciclos de quemado y $\frac{1}{4}$ del combustible con un ciclo de quemado. A este ciclo se le denomina ciclo de equilibrio. Al reemplazar el $\frac{1}{4}$ del combustible con mayor quemado (4 ciclos) se tiene que la composición del núcleo al comienzo del ciclo $n = 5$ es semejante a la composición inicial del ciclo $n = 4$ y se han alcanzado ciclos de equilibrio [5].

En la Tabla VI se muestran los enriquecimientos de ^{235}U para las celdas de combustible representativas de cada caso de núcleo simulado, nuestro caso base UOX tiene un enriquecimiento promedio de 4.11% de ^{235}U . En todos los casos se sustituyeron cuatro barras de uranio por barras con 6% de actínidos menores. Para el caso de Act-I se sustituyeron las barras de uranio por barras con actínidos menores, obteniendo un enriquecimiento promedio de 3.95% de ^{235}U . En el caso Act-II se compenso el material fisil de tal manera que el enriquecimiento promedio de ^{235}U sea el mismo que el del caso base. Finalmente el caso Act-III se aumento el enriquecimiento promedio a 4.33% de ^{235}U , con la finalidad de acercarnos lo más posible a nuestro caso base.

Tabla VI. Enriquecimiento de ^{235}U de las celdas representativas.

Tipo de barra	UOX			Act-I			Act-II			Act-III		
	^{235}U	#Barras	^{235}U por #Barras	^{235}U	#Barras	^{235}U por #Barras	^{235}U	#Barras	^{235}U por #Barras	^{235}U	#Barras	^{235}U por #Barras
U	2.00	4	8.00	2.00	4	8.00	3.00	4	12.00	3.00	4	12.00
U	2.80	6	16.80	2.80	6	16.80	3.40	6	20.40	3.80	6	22.80
U	3.60	6	21.60	3.60	6	21.60	3.80	6	22.80	4.60	6	27.60
U	3.95	18	71.10	3.95	14	55.30	3.95	14	55.30	4.40	14	61.60
U	4.40	32	140.80	4.40	32	140.80	4.40	0	0.00	4.40	0	0.00
U	4.60	0	0.00	4.60	0	0.00	4.60	32	147.20	4.80	32	153.60
U	4.90	12	58.80	4.90	12	58.80	4.90	12	58.80	4.90	12	58.80
6%Act	0.25	0	0.00	0.25	4	1.00	0.25	4	1.00	0.25	4	1.00
5%G	4.40	5	22.00	4.40	5	22.00	4.40	5	22.00	4.40	5	22.00
4%G	4.40	7	30.80	4.40	7	30.80	4.40	7	30.80	4.40	7	30.80
4%G	3.95	2	7.90	3.95	2	7.90	3.95	2	7.90	3.95	2	7.90
Total	35.30	92	377.80	35.30	92	363.00	41.05	92	378.20	42.90	92	398.10
Enrq. promedio			4.11			3.95			4.11			4.33

La siguiente grafica (Figura 9) muestra las curvas del factor de multiplicación infinito, para cada una de las celdas representativas descritas en la Tabla VI. Los quemados establecidos son desde 0 hasta 70000 MWd/TU.

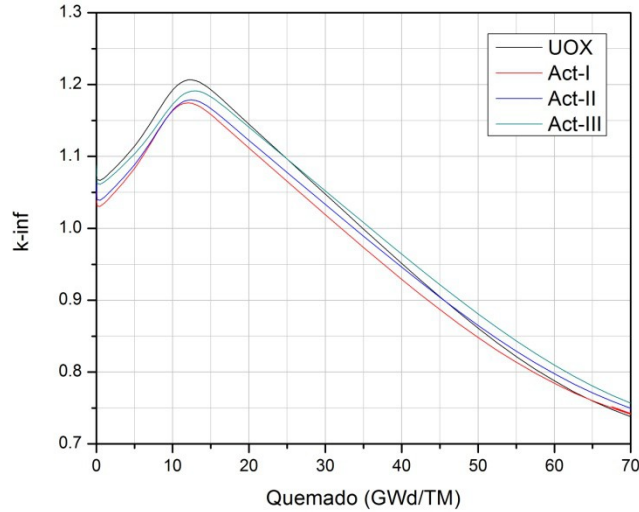


Figura 9. Valores de k-inf para las celdas representativas.

La Tabla VII muestra la cantidad de ensamblajes combustibles de uranio que se sustituyeron por ensamblajes combustibles con actínidos menores en las simulaciones, en una primera instancia se sustituyeron 36 ensamblajes, luego 40 y finalmente todo el núcleo, con la finalidad de estudiar el comportamiento neutrónico de los combustibles con actínidos menores.

Tabla VII. Número de combustibles sustituidos.

# Quemados	112 U + 0 Act		76 U + 36 Act		72 U + 40 Act		0 U + 112 Act	
	Uranio	Act	Uranio	Act	Uranio	Act	Uranio	Act
0 Quemado	112	0	76	36	72	40	0	112
1 Quemado	112	0	76	36	72	40	0	112
2 Quemados	112	0	76	36	72	40	0	112
3 Quemados	108	0	72	36	68	40	0	108
	444	0	300	144	284	160	0	444
Total	444		444		444		444	

5. RESULTADOS

El comportamiento de k-eff para los núcleos simulados sin CRD y con CRD se muestra en las Figuras 10 y 11 respectivamente.

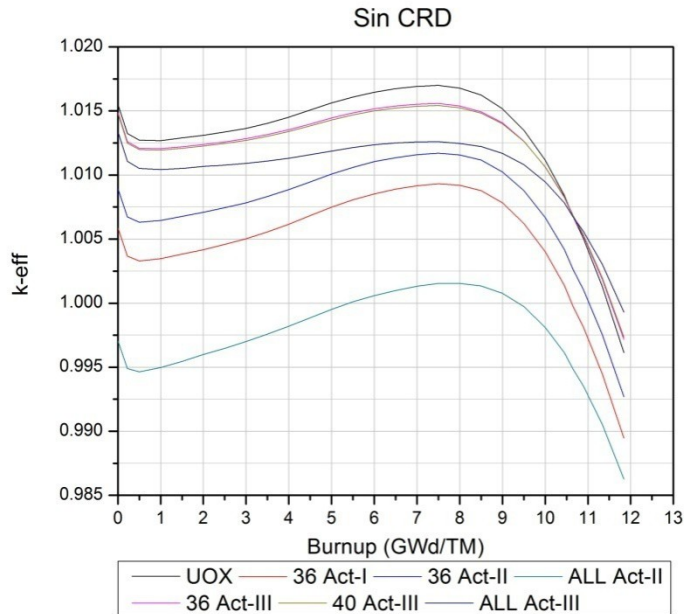


Figura 10. Comparación k_{eff} de los núcleos con actínidos menores vs núcleo de uranio sin CRD.

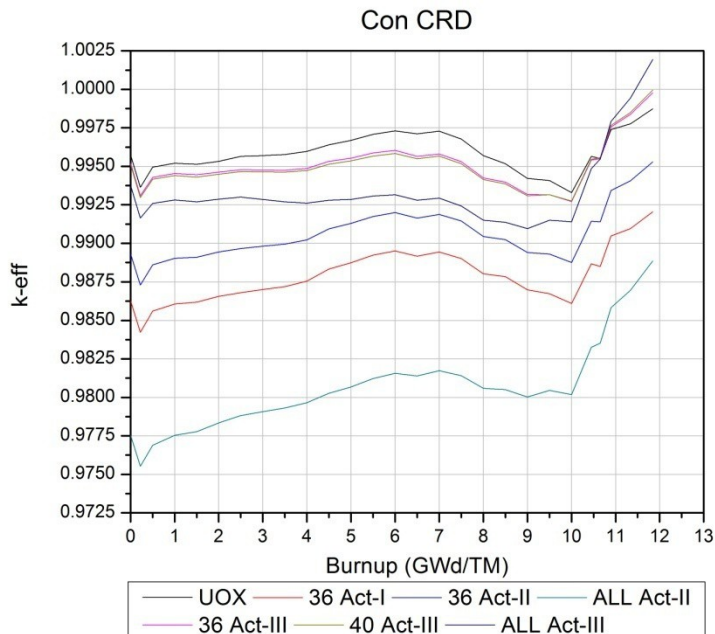


Figura 11. Comparación k_{eff} de los núcleos con actínidos menores vs núcleo de uranio con CRD.

De los resultados mostrados anteriormente, seleccionamos el caso ALL Act-III, para realizar un análisis de la reducción de actínidos menores contra la generación de actínidos menores en nuestro caso de referencia, debido a que todo el combustible contiene barras de actínidos y además, en los casos en que todo el combustible contiene barras actínidos menores, es en el que mejores resultados se obtienen comparados con el núcleo de uranio.

Al inicio del ciclo en el núcleo de UOX tenemos 0.12371% de actínidos menores, esto debido a que solo 112 combustibles son frescos y el resto tiene un quemado (112 combustibles), dos quemados (112 combustibles) y tres quemados (108 combustibles), es decir previo al inicio del ciclo ya tenemos combustible irradiado, y al final del ciclo tenemos 0.19912% de actínidos menores, en el caso del núcleo ALL Act-III, al inicio del ciclo tenemos 0.75555% de actínidos menores, por las misma razón que en el núcleo de UOX, y al final obtenemos 0.66257% de actínidos menores, para un ciclo con un quemado de 11845 MGd/TM para ambos casos. En el núcleo de UOX se está generando 0.07541% de actínidos menores y en el caso ALL Act-III se está reduciendo el 0.09298% de actínidos menores, pero si al núcleo de ALL Act-III se le resta la producción del núcleo de UOX, tenemos 0.63184% de actínidos menores al inicio del ciclo y 0.46345% de actínidos menores al final del ciclo, obteniendo una reducción relativa de 0.16839% de actínidos menores, esto se puede observar en la Figura 12.

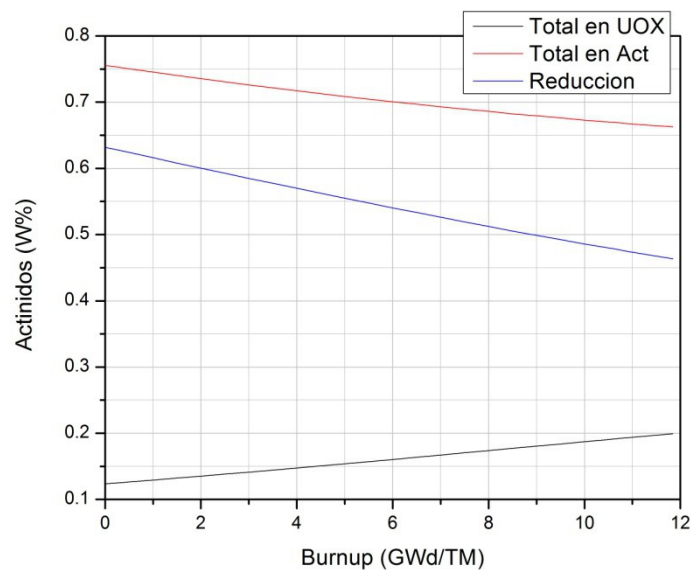


Figura 12. Reducción de actínidos menores en un ciclo.

5.1. Margen de Parada.

En este estudio se han propuesto el diseño de combustible que contenga barras de actínidos menores. De este diseño se muestra un resultado muy importante en la seguridad del reactor. La Figura 13 muestra los resultados del margen de parada para el caso ALL Act-III, y los resultados son comparados con el núcleo de UOX.

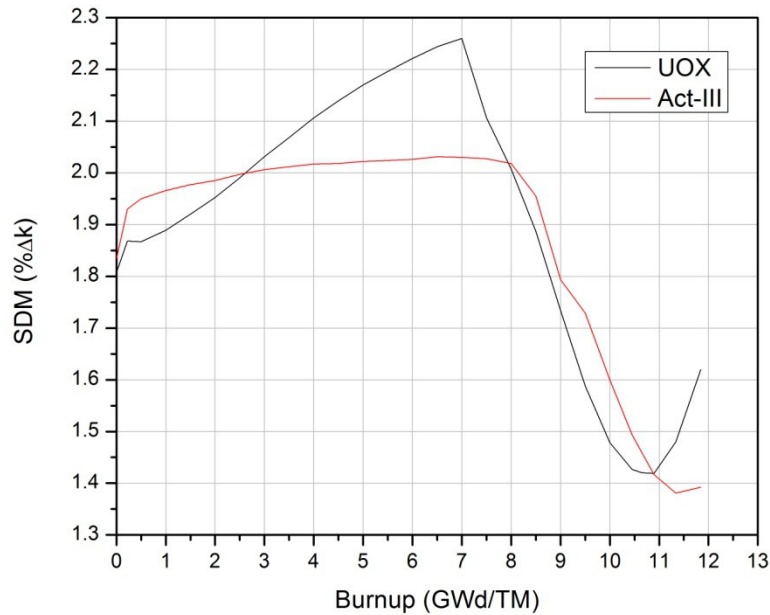


Figura 13. Comparación del margen de parada UOX vs ALL Act-III.

4. CONCLUSIONES

De los resultados obtenidos podemos concluir que en núcleo de uranio se genera el 60.957% de actínidos menores, mientras que en el núcleo con actínidos menores (caso ALL Act-III) se reduce el 12.306% de actínidos, pero si le restamos la producción de actínidos menores que se tiene en el núcleo de UOX al núcleo con actínidos menores, obtenemos una reducción relativa del 26.651% de actínidos menores, para un ciclo con un quemado de 11845 MGd/TM para ambos casos. Los resultados sobre el margen de parada están dentro del límite establecido ($SDM > 1\%Δk$), sin embargo se observa que para el núcleo con actínidos menores tiene una disminución a lo largo de la operación. Se recomienda ampliamente seguir trabajando en el diseño de combustible con barras de actínidos menores para reactores de agua ligera.

AGRADECIMIENTOS

El primer autor agradece a los compañeros del departamento de Sistemas Nucleares del ININ, en especial al Dr. Juan José Ortiz Servin, por todo el apoyo otorgado para la realización del presente trabajo.

REFERENCIAS

1. F. Martín-Fuertes, "Technical notes with the specifications for calculations involving minor actinides recycling", WP4 SP2.1, CIEMAT, July 2009.

2. Daniel Westlén, “Why Faster is Better - On Minor Actinide Transmutation in Hard Neutron Spectra”, Doctoral Thesis Stockholm, Sweden 2007.
3. Eduardo Martínez C., J. Ramón Ramírez S., Gustavo Alonso V. “Análisis de La Reducción de Radiotoxicidad basado en el Reciclado de Actínidos, Tesis Predoctoral, Escuela Superior de Física y Matemáticas – IPN, Noviembre de 2013.
4. José R. Ramírez Sánchez, Eduardo Martínez Caballero, Héctor Balboa L., “Reducción de Actínidos por Reciclado en un Reactor Térmico”, *XXV Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana XIII Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica*, Boca del Río, Veracruz, México, del 31 de Agosto al 4 de Septiembre de 2014.
5. Miguel Salaces, Salvador Sandoval, Rosember Ovando “Perfiles de decaimiento de radiación b y g para un inventario de radionúclidos en ciclo de equilibrio de un reactor tipo BWR” *XVIII Congreso Anual de la SNM; XXV Reunión Anual de la SMSR; 2007 LAS/ANS Symposium; Asociación Mex. para la Economía Energética*, Cancún, Quintana Roo, México del 1 al 5 de Julio de 2007.