



**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA
DE MÉXICO**

FACULTAD DE CIENCIAS

**Análisis Numérico sobre Reducción de Actínidos
Radiactivos por Reciclado de Combustible Nuclear**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

Físico

P R E S E N T A :

Héctor Eduardo Balboa López



**DIRECTOR DE TESIS:
Dr. José Ramón Ramírez Sánchez
2014**



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

1. Datos del alumno

Apellido paterno
Apellido materno
Nombre(s)
Teléfono
Universidad Nacional Autónoma de México
Facultad de Ciencias
Carrera
Número de cuenta

1. Datos del alumno

Balboa
López
Héctor Eduardo
55610211
Universidad Nacional Autónoma de México
Facultad de Ciencias
Física
306612563

2. Datos del tutor

Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

2. Datos del tutor

Dr.
José Ramón
Ramírez
Sánchez

3. Datos del sinodal 1

Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

3. Datos del sinodal 1

Dr.
Efraín Rafael
Chávez
Lomelí

4. Datos del sinodal 2

Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

4. Datos del sinodal 2

Dr.
Gustavo
Alonso
Vargas

5. Datos del sinodal 3

Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

5. Datos del sinodal 3

Dr.
José Julio Emilio
Herrera
Velázquez

6. Datos del sinodal 4

Grado
Nombre(s)
Apellido paterno
Apellido materno

6. Datos del sinodal 4

Dr.
Rogelio
Castillo
Durán

7. Datos del trabajo escrito.

Título
Subtítulo
Número de páginas
Año

7. Datos del trabajo escrito.

Análisis Numérico sobre Reducción de Actínidos Radiactivos por Reciclado de Combustible Nuclear
93 p
2014

Agradecimientos

Esta tesis no hubiera sido posible sin la asesoría del Dr. José Ramón Ramírez Sánchez. Así como también le agradezco al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) por brindar sus instalaciones y por su apoyo económico.

Le agradezco a mi papa y mama por apoyarme de manera incondicional a lo largo de mi carrera.

Tabla de contenido

Glosario	6
RESUMEN	7
Capítulo 1 Introducción.....	8
Capitulo 2: Fisión.....	10
2.1 Interacciones neutrónicas.....	11
2.2 Sección eficaz de fisión.....	12
2.3 Productos de fisión.....	13
2.4 Energía desprendida.....	15
2.5 Captura radiativa.....	16
2.6 Neutrones polienergéticos.....	17
2.7 Calculo de sección eficaz macroscópica.....	19
2.8 Reacción en cadena de fisión.....	19
2.9 Razón entre captura y fisión.....	19
2.10 Número de neutrones de fisión por neutrón absorbido en el combustible.....	20
2.11 Utilidad neutrónica	20
2.12 Fisión rápida	20
2.13 Constante de multiplicación efectiva.....	21
Capitulo 3: Reactores.....	23
3.1 Introducción.....	23
3.2 Tipos de reactores.....	23
3.2.1 Reactor enfriado por gas y moderado por grafito.....	23
3.2.2 Reactores moderados y enfriados por agua pesada.....	25
3.2.3 Reactores moderados y enfriados por agua ligera.....	25
3.2.4 Central nuclear de Laguna Verde.....	27
Capitulo 4: Desechos radioactivos.....	31
4.1 Introducción.....	31
4.2 Orígenes de los residuos nucleares.....	32
4.3 Ciclos de combustible.....	34
4.4 Separación y trasmutación.....	35
4.5 Separación.....	36

4.6 Trasmutación de residuos radiactivos.....	36
4.7 Sistemas accionados por acelerador (ADS).....	37
4.8 Reciclaje en reactores rápidos	38
Capitulo 5: Metodología CASMO	39
5.1 Casmo 4	39
5.2 Características de CASMO-4:.....	39
5.3 Metodología de CASMO-4.....	40
5.4 Calculo de quemado.....	42
5.5 Densidad de partículas inicial para el Xenón	44
5.6 El factor de normalización de potencia.....	45
5.7 Las ecuaciones diferenciales lineales.	46
5.8 Nucleídos pesados.....	48
5.9 Flujo, Fisiones integradas, etc.	49
5.10 Pasos predictor y corrector	50
Capitulo 6: Descripción del Ensamble y Simulación de las Celdas de Combustible.....	51
6.1 Introducción	51
6.2 Descripción general.....	51
6.3 Simulación de las celdas de combustible	54
6.4 Simulación con INTERPIN-3	54
6.5 Simulación con CASMO-4.....	54
Capitulo 7: Resultados.....	56
7.1 Combustible nuclear gastado.....	56
7.2 Resultados de las celdas con Uranio	60
7.3 Combustible de Óxidos Mixtos (MOX)	64
7.4 Celdas de combustible MOX	66
7.6 Celdas de Combustible con AM.....	72
7.7 Resultados de las celdas con AM	76
Anexos	82
Referencias.....	89

Índice de Figuras

Capítulo 2: Fisión.....	10
Figura 2.1: Energías críticas de fisión para algunos núcleos relevantes.	10
Figura 2.2: Esquematación del proceso en cadena de fisión.....	11
Figura 2.3: Sección eficaz de fisión para U^{235}	12
Figura 2.4: Sección eficaz de fisión para el P^{239}	13
Figura 2.5: Productos de fisión.....	14
Figura 2.6: Energías producidas por fisión.....	15
Figura 2.7: Diagrama de niveles de energía para un núcleo compuesto.	16
Figura 2.8: Balance neutrónico en un ensamble de neutrones térmicos.	21
Capítulo 3: Reactores.....	23
Figura 3.1: Reactor básico enfriado por gas.....	24
Figura 3.2: Reactor avanzado enfriado por gas.....	24
Figura 3.3: Reactor Candu.....	25
Figura 3.4: PWR.....	26
Figura 3.5: BWR.....	27
Figura 3.6: Interior del reactor de un BWR.....	28
Figura 3.7: Reactor con moderación de grafito.	29
Capítulo 4: Desechos Radioactivos.....	31
Figura 4.1: Comparación entre costos de energía.....	32
Figura 4.2: Ciclos de combustible nuclear.	35
Figura 4.3: Sistema ADS.....	37
Capítulo 5: Metodología CASMO.....	39
Figura 5.1: Paso de quemado para CASMO.....	43
Capítulo 6: Descripción del Ensamble y Simulación de las Celdas de Combustible.....	51
Figura 6.1: Arreglo de barras en el ensamble.....	52
Figura 6.2: Barra y ensamble de un BWR.....	53
Figura 6.3: Distribución axial del combustible en una barra.....	55
7.0 Resultados:.....	56
Figura 7.1: Celda UOX tipo 1.....	57

Figura 7.2: Celda UOX tipo 2.....	58
Figura 7.3: Celda UOX tipo 3.....	59
Figura 7.4: Celda UOX tipo 4.....	59
Figura 7.5: Celda UOX tipo 5.....	60
Figura 7.6: Celda UOX tipo 6.....	60
Figura 7.7: Valores de k_{∞} para la celda UOX-01 y los correspondientes del FBDR.....	61
Figura 7.8: Valores de k_{∞} para la celda UOX-02 y los correspondientes del FBDR.....	61
Figura 7.9: Valores de k_{∞} para la celda UOX-03 y los correspondientes del FBDR.....	62
Figura 7.10: Valores de k_{∞} para la celda UOX-04 y los correspondientes del FBDR.....	62
Figura 7.11: Valores de k_{∞} para la celda UOX-05 y los correspondientes del FBDR.....	63
Figura 7.12: Valores de k_{∞} para la celda UOX-06 y los correspondientes del FBDR.....	63
Figura 7.13: Valores de k_{∞} para las celdas UOX 1, 2, 3, 4, 5 y 6.....	64
Figura 7.14: Celda MOX-02.....	66
Figura 7.15: Celda MOX-03.....	67
Figura 7.16: Celda MOX-04.....	67
Figura 7.17: Valores de k_{∞} para las celdas MOX.....	71
Figura 7.18: Radiotoxicidad de los Actínidos y Productos de Fisión.....	72
Figura 7.19: Localización en la celda de las Barras con AM.....	74
Figura 7.20: Valores de k_{∞} para las celdas AMUOX-01, AMUOX-02 y UOX-02.....	78
Figura 7.21: Valores de k_{∞} para las celdas AMMOX-01, AMMOX-02, AMMOX-03, AMMOX.04 y MOX-02.....	78
Figura 7.22: Reducción de AM para la celda AMUOX-01.....	79
Figura 7.23: Reducción para las celdas AMMOX.....	80
Figura 7.24: Masa de AM presente en las 4 barras conforme al quemado.....	81

Índice de Tablas

Capítulo 3: Reactores.....	23
Tabla 3.1: Resumen de las características de los reactores.....	30
Capítulo 4: Desechos Radioactivos.....	31
Tabla 4.1: Isotopos presentes en la carga y descarga de un PWR.....	33
Tabla 4.2: MOX presente en la carga y descarga de un PWR.....	34
Capítulo 6: Descripción del Ensamble y Simulación de las Celdas de Combustible.....	51
7.0 Resultados:.....	56
Tabla 7.1: Enriquecimiento promedio del combustible de la CNLV-U1.....	56
Tabla 7.2: Vector de Plutonio.....	65
Tabla 7.3: Escalación de material fisil.....	65
Tabla 7.4: Concentraciones de material fisil para la celda MOX-02.....	68
Tabla 7.5: Concentraciones de material fisil para la celda MOX-03, MOX.04.....	69
Tabla 7.6: Valores de k_{∞} para las celdas MOX.....	70
Tabla 7.7: Actínidos presentes en el combustible gastado GE12 a un quemado de 48.391 GWd/TM.....	73
Tabla 7.8: Vector de AM.....	73
Tabla 7.9 Barras conteniendo AM insertadas en la celda de Cálculo.....	74
Tabla 7.10: Reducción para las celdas AMMOX.....	78
Tabla 7.11: Reducción en la masa de AM.....	79

Glosario

ADS (Accelerator Driven System).

CMS(Core Management System),

BWR Boiling Water Reactor

PWR Pressurized Water Reactor

MOX Mixed oxide fuel

CM Centro de masa

AGR Advanced Gas-Cooled Reactor

CNLV Central Nuclear de Laguna Verde

RBMK Reactor de gran potencia del tipo canal (traducido al español)

BREST Reactor rápido enfriado por plomo (traducido al español)

P y T Separación y transmutación (traducido al español)

ININ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares

CNLV-U1 Unidad 1 de la Central Nuclear Laguna Verde

ACNG Alberca de Combustible Nuclear Gastado

FBDR Fuel Bundle Design Report

AM Actínidos menores

RESUMEN

En el mundo, el crecimiento humano ha alcanzado niveles históricamente sin igual, esto implica una necesidad de energía enorme, simplemente en el 2007 en E.U.A se consumieron 4157×10^9 kWh de energía eléctrica y se produjeron 6×10^9 toneladas métricas de dióxido de carbono. Esto causa un efecto devastador para nuestro medio ambiente.^[9] Ante este problema, una solución para la demanda de energía no fósil es la energía nuclear, siendo ésta una de las menos contaminantes hasta ahora y la más barata entre las energías no fósiles; sin embargo, un problema aún sin resolver sigue siendo la generación de desechos de los combustibles nucleares. Debido a esto en este trabajo se analizó la opción de una posible transmutación de actínidos dentro de un reactor nuclear del tipo BWR, un ejemplo de éste son los reactores nucleares de la Central Nuclear de Laguna Verde, los cuales han generado combustible gastado que se tiene almacenado en las albercas en espera de una decisión para su almacenamiento definitivo o alguna otra alternativa existente.

En el supuesto, que el combustible gastado fuese reprocesado para separar actínidos y materiales útiles como el plutonio y uranio remanentes, se podría tomar estos actínidos y reintroducirlos en el mismo reactor que los produjo (reciclaje), y de esta manera reducir la radiotoxicidad del combustible gastado. La idea principal de este trabajo es evaluar mediante simulación numérica usando el CMS (Core Management System), la reducción de actínidos menores en el caso de ser reciclados en combustible fresco del tipo BWR.

Los actínidos fueron introducidos hipotéticamente (simulación numérica usando el CMS) en las pastillas de combustible a un 6% del peso, para después usar un quemado en el rango de 0-65 GWd/TM, con el fin de tener un mejor panorama de cómo se comportan este 6% de actínidos y obtener cual es la mejor opción para una reducción máxima de actínidos. Se estudiaron varios casos en este trabajo, esto es, se usaron como combustibles; el UO_2 y MOX. También se estudiaron seis casos diferentes para ver el comportamiento de los actínidos para diferentes situaciones. La plataforma de cálculo CMS de Studsvick fue utilizada para analizar todos los casos.

Se obtuvieron resultados favorables, teniendo una disminución entre un rango del 35% hasta el 65 % de los actínidos menores inicialmente introducidos en las barras, reduciendo así la radiotoxicidad del combustible gastado y favoreciendo un posible almacenaje geológico más seguro con una vida media más corta.

Capítulo 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 alrededor de 15% de la electricidad total generada en el planeta.

Para que la mayoría de 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 U^{235} , así como plutonio y actínidos menores, provenientes de la captura de neutrones por el U^{235} , y U^{238} . Estos actínidos también son radiactivos y son los responsables de la actividad radioactiva del combustible a largo plazo.

Uno de los principales retos de la producción de energía por medios nucleares es la disposición final del combustible gastado y su almacenamiento temporal 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, o eliminar actínidos radiactivos del inventario del combustible gastado, sería conveniente. Esto presentaría algunas inconveniencias puesto que el combustible nuclear gastado presenta altos índices de radiotoxicidad y requiere medidas de seguridad muy particulares.

El reciclado del combustible nuclear gastado produciría energía adicional como punto a favor. Esto se logra a través de la separación de plutonio y uranio del combustible nuclear y después de incorporar el plutonio como material fisible en un combustible nuevo llamado MOX (combustible nuclear de óxidos mixtos). 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 estudiados en este trabajo son: uranio (U), neptunio (Np), plutonio (Pu), americio (Am) y curio (Cm).

Como una primera parte 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 utilizado en los reactores BWR de la Central Nuclear de Laguna Verde, esto para obtener una referencia de producción de los elementos que nos interesa analizar.

Como segunda parte fue necesario introducir algunas barras de actínidos en el combustible de uranio para realizar la simulación del quemado de combustible, con los resultados obtenidos:

cuantificar 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 para analizar la mejor opción tecnológica. Los resultados están reportados en este trabajo en los siguientes capítulos.

Capítulo 2: Fisión.

Para entender el proceso de la fisión se debe tener en cuenta primero que la energía de enlace por nucleón decrece con el crecimiento del núcleo o mejor dicho con la cantidad de nucleones dentro del núcleo. Esto da como resultado que una configuración más estable es conseguida en la separación de un núcleo pesado, a este proceso se le denomina fisión. Se puede esperar con esto que los núcleos más pesados realicen fisión espontáneamente, pero en realidad este es un proceso raro en la naturaleza. Ahora, para que un núcleo pesado que no fisiona espontáneamente pueda hacerlo se necesita suministrarle energía. Esto es clave para los reactores de fisión que se expondrán en los siguientes capítulos. Esta energía extra que se le tiene que suministrar al núcleo es para contrarrestar las fuerzas atractivas entre los nucleones del núcleo, la energía extra hace que el núcleo se deforme a tal punto que el sistema empiece a dividirse en dos. A esta energía se le llama “energía crítica de fisión” y es denotada como E_{crit} .

Núcleos	Energía crítica	Energía de enlace del último neutrón
^{232}Th	5.9	*
^{233}Th	6.5	5.1
^{233}U	5.5	*
^{234}U	4.6	6.6
^{235}U	5.75	*
^{236}U	5.3	6.4
^{238}U	5.85	*
^{239}U	5.5	4.9
^{239}Pu	5.5	*
^{240}Pu	4.0	6.4

* Energía de enlace no es relevante debido a que este núcleo no puede ser formado por la absorción de neutrones por ^{A-1}Z

Figura 2.1: Energías críticas de fisión para algunos núcleos relevantes.^[1]

Cuando un neutrón es absorbido por un núcleo pesado (A, Z) para formar un núcleo compuesto (A+1, Z) la energía de enlace promedio es menor para el núcleo compuesto que para el núcleo original. Para algunos núcleos como U^{233} , U^{235} , P^{239} , P^{241} , esta reducción es suficiente para que el núcleo compuesto sea fisionado con gran probabilidad aunque el neutrón sea poco energético. Estos núcleos son denominados “fisiles”. Si el neutrón tenía una cierta energía cinética antes de ser absorbido por el núcleo, esta energía es transformada en energía de excitación adicional del núcleo compuesto. La gran mayoría de los nucleídos con $Z > 90$ pueden presentar fisión con gran

probabilidad, cuando un neutrón con energía en exceso de 1 MeV es absorbido. Por otro lado nucleídos como Th^{232} , U^{238} y Pu^{240} pueden presentar fisión con neutrones de energía mayor de 1 MeV con gran probabilidad. A estos nucleídos como Th^{232} , U^{238} y Pu^{240} que necesitan de neutrones energéticos para presentar fisión se les conoce como “fisionables”.^[2]

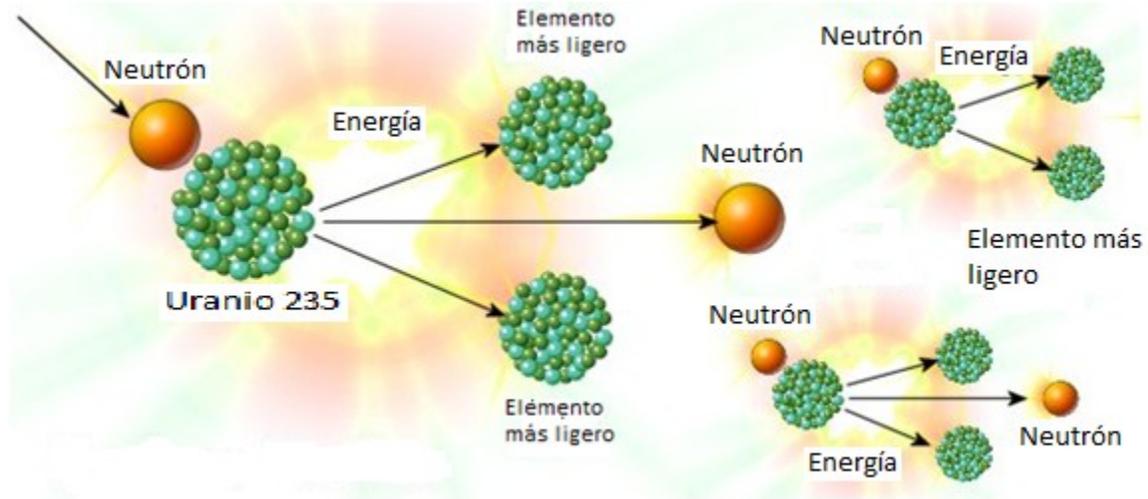


Figura 2.2: Esquematación del proceso en cadena de fisión.^[3]

2.1 Interacciones neutrónicas.

No cabe duda que tratándose de energía nuclear, las interacciones de neutrones con la materia son fundamentales para entender el proceso de fisión. Sabemos que los neutrones son eléctricamente neutros, dando como resultado que los neutrones principalmente colisionan directamente con el núcleo del átomo. Los neutrones pueden colisionar una o más veces de la siguiente manera:

- Dispersión elástica.- El neutrón colisiona con el núcleo generalmente en su estado base para después reaparecer pero sin excitar el núcleo. Esta reacción se abrevia (n,n).
- Dispersión inelástica.- Este proceso es similar al de dispersión elástica excepto que el neutrón deja el núcleo objetivo en un estado excitado. Debido a que la energía del neutrón es retenida en el núcleo, este proceso es endotérmico y se denota como (n,n'). El estado excitado liberará su energía en forma de radiación gamma.
- Captura radiativa.- Aquí el neutrón es capturado por el núcleo, y uno o más rayos gamma son emitidos, este proceso es exotérmico y se denota por (n,γ).
- Reacciones de partículas cargadas.- Neutrones pueden también ser absorbidos dando lugar a reacciones del tipo (n,p) y (n,α). Estas reacciones pueden ser exotérmicas o endotérmicas.

- Reacciones productoras de neutrones.- Reacciones del tipo (n,2n) y (n,3n) ocurren con neutrones energéticos. Estas reacciones son claramente endotérmicas y son de gran importancia en reactores que contienen agua ligera o berilio dado que 2H y 9Be tienen neutrones pobremente enlazados y pueden ser despedidos.
- Fisión.- Neutrones que colisionan con el núcleo pueden causar que este se fisione.

2.2 Sección eficaz de fisión.

La probabilidad de que ocurra una reacción, en este caso la fisión, puede ser expresada en términos de una cantidad σ que expresa la tasa de una probable reacción para n neutrones viajando con velocidad v a una distancia dx en una material con N núcleos por unidad de volumen:

$$\sigma = \frac{\text{velocidad de la reaccion}}{nvNdx} \quad (2.1)$$

Las unidades de σ son de área, lo cual origina el concepto de sección eficaz o transversal presentada para el neutrón por el núcleo. Esto quiere decir que la sección eficaz de fisión σ_f , es la probabilidad de que un neutrón y un núcleo interactúen para formar un núcleo compuesto que después realice fisión. La sección eficaz suele ser del orden de 10^{-24} cm^2 , y la unidad se denomina "barn". La probabilidad de formar un núcleo compuesto es mayor si la energía cinética relativa del neutrón y la del núcleo, más la energía relativa a la reducción de la energía de enlace, corresponde a la diferencia de energía entre el estado base y un estado excitado del núcleo compuesto.^[2]

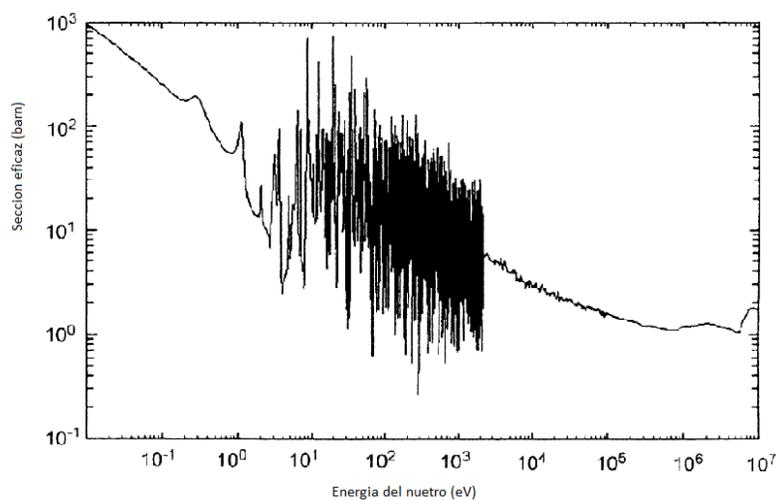


Figura 2.3: Sección eficaz de fisión para U^{235} .^[2]

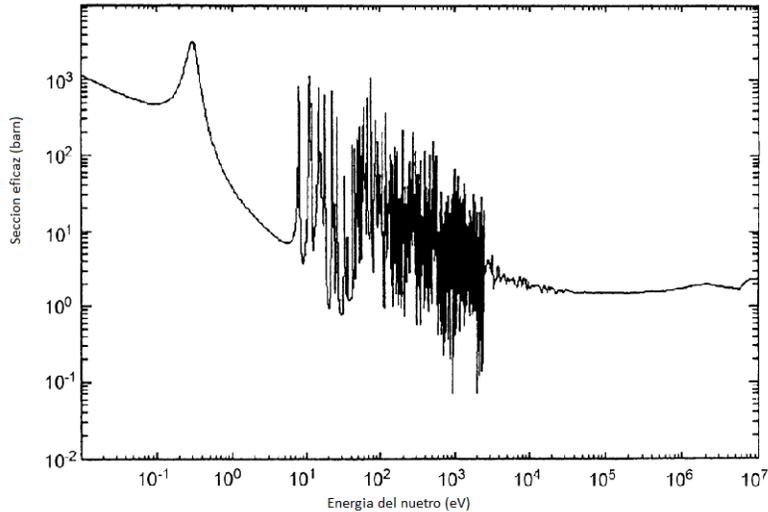


Figura 2.4: Sección eficaz de fisión para el P^{239} .[2]

Cada uno de los procesos mostrados en la sección 2.1 tiene su sección eficaz característica. Así la dispersión elástica tiene la sección eficaz de dispersión elástica, σ_s ; sección eficaz de dispersión inelástica, σ_i ; para la reacción (n, γ) se tiene la sección eficaz de captura σ_c y por supuesto la sección eficaz de fisión es σ_f . La suma de todas estas secciones eficaces de todas las posibles interacciones se le conoce como “sección eficaz total” y es denotada como σ_t .

Se puede obtener con la expresión (2.1) que el número de colisiones por unidad de volumen, por unidad de tiempo en el objetivo, lo cual se le denomina “densidad de colisiones” F , la cual está dada por

$$F = IN\sigma_t \quad (2.2)$$

Con I el número de proyectiles que golpean el objetivo por unidad de área y por unidad de tiempo. Al producto de la densidad atómica N con la sección transversal en la ecuación (2.2), se le asigna el símbolo Σ y es llamada la sección eficaz macroscópica, por lo tanto $N\sigma_t = \Sigma_t$ es denominada sección eficaz total macroscópica y sus unidades son cm^{-1} .

2.3 Productos de fisión.

Cuando se realiza la fisión, un núcleo pesado se divide en dos partes, más un cierto número de neutrones. Una gran variedad de nucleidos son formados en la fisión de núcleos pesados, la distribución de estos fragmentos de fisión es amplia en los rangos de $90 < A < 100$ y $135 < A < 145$ como se puede ver en la figura (2.5).^[5] Estos productos de fisión no son estables, son ricos en neutrones y decaen por emisión beta, por lo tanto da una reacción del tipo (A,Z) a (A,Z+1), por otro lado, en ocasiones son fuentes de neutrones, lo que transmuta el fragmento de fisión de (A,Z) en (A-1,Z), en ambos casos los procesos llevan a núcleos más estables. Normalmente para el

U^{235} entre 2 o 3 neutrones son emitidos instantáneamente en la fisión y existe la probabilidad de que uno o más neutrones sean emitidos subsecuentemente, el origen de estos neutrones subsecuentes son los fragmentos de fisión, los cuales son ricos en neutrones. El número promedio de neutrones emitidos en el evento de fisión ν depende por supuesto del núcleo que este fisionándose y la energía del neutrón que produzca la fisión.

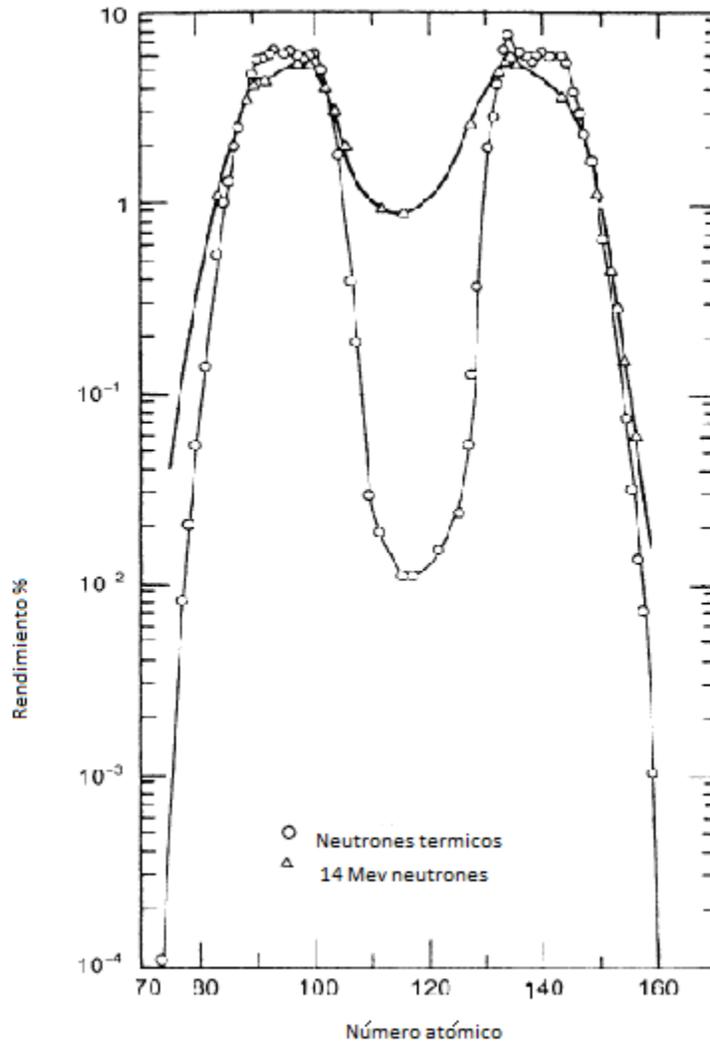


Figura 2.5: Productos de fisión.^[2]

2.4 Energía desprendida.

En el evento de fisión se desprende energía, por ejemplo para el U^{235} se desprende una energía de 207 MeV, gran parte de esta energía proviene de la energía cinética de los productos de fisión, estamos hablando de 168 MeV. Estos fragmentos viajarán a través del material por unos cuantos milímetros. Por lo tanto su energía será transformada en calor en el punto de la fisión. Otros 5 MeV están en forma de energía cinética de los neutrones expedidos instantáneamente. Estos tienen un rango de energía amplio pero principalmente tienen una energía de 0.7 MeV para el U^{235} . Esta energía será depositada en el material en el rango de 10 a 100 cm hasta que los neutrones son dispersados y por último absorbidos. Algunos de estos neutrones son capturados y probablemente despedirán gamas, así produciendo un promedio de energía de 7 MeV. La radiación gamma será absorbida en el material a una distancia entre 10 y 100 cm, produciendo así calor.^[2]

También en el evento de fisión se producen aproximadamente 7 MeV en radiación gamma que producirá calor en una distancia de 10 a 100 cm. Ahora lo que queda de energía, es decir 20 MeV se debe a energía cinética de los electrones (8 MeV) y neutrinos (12 MeV) del decaimiento de los fragmentos de fisión. La energía de estos electrones será depositada en el material a una distancia de 1mm y como los neutrinos raramente interactúan con la materia, esta energía será perdida en su totalidad. La energía obtenida de diferentes núcleos mediante el proceso de fisión se muestra en la figura 2.6.^[2]

Isotopo	Neutrón térmico	Neutrón Energético
^{233}U	190.0	–
^{235}U	192.9	–
^{239}Pu	198.5	–
^{241}Pu	200.3	–
^{232}Th	–	184.2
^{234}U	–	188.9
^{236}U	–	191.4
^{238}U	–	193.9
^{237}Np	–	193.6
^{238}Pu	–	196.9
^{240}Pu	–	196.9
^{242}Pu	–	200.0

Figura 2.6: Energías producidas por fisión.^[2]

En promedio en total se produce 200 MeV en calor mediante el proceso de fisión. Ahora si tenemos en cuenta que 1 Watt de energía en forma de calor corresponde a la fisión de 3.1×10^{10} núcleos

por segundo y un gramo de material fisible tiene alrededor de 2.5×10^{21} núcleos, se tiene que la fisión de 1 gramo de materia fisible produce 1 Mega Watt-día en forma de calor.

2.5 Captura radiativa.

Como se mencionó antes, la captura radiativa consiste en la absorción de un neutrón por un núcleo, formando así un núcleo compuesto que decaerá por emisión gama. Para entender mejor el proceso, se muestra a continuación un diagrama (figura 2.7) de energía del núcleo que se está formando y el decaimiento asociado a la resonancia del U^{238} para neutrones incidentes de 6.67 eV.

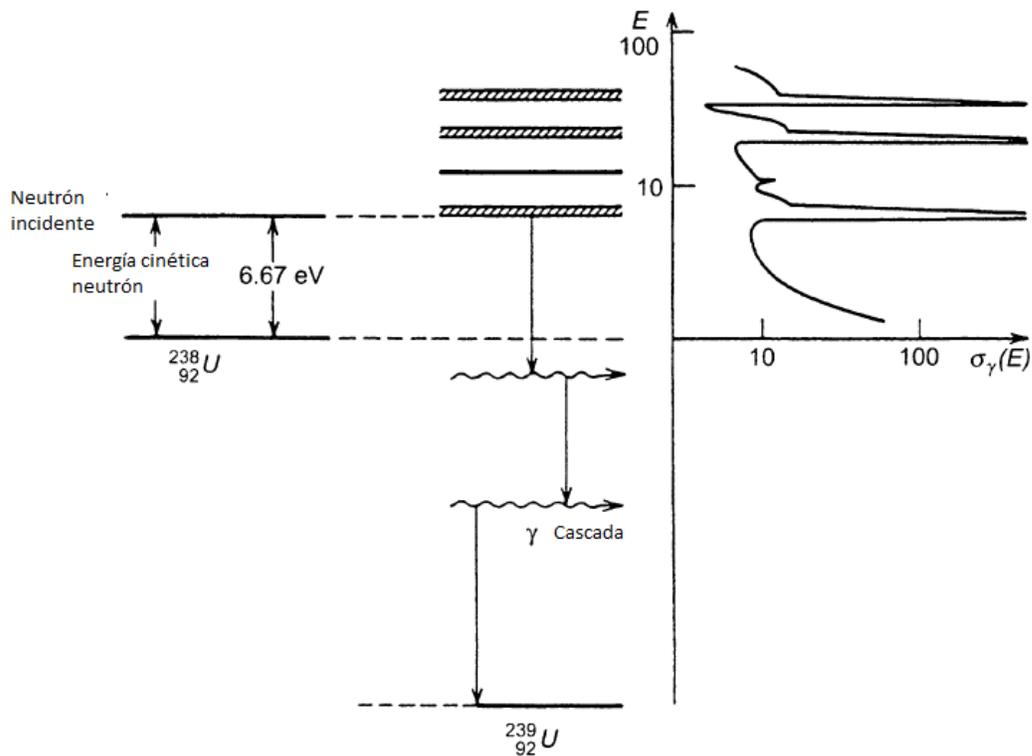


Figura 2.7: Diagrama de niveles de energía para un núcleo compuesto.^[2]

El estado excitado del núcleo compuesto, en este caso U^{239} , decaerá mediante la emisión de uno o más rayos gama, con su suma de energía igual a la diferencia entre el estado excitado y el estado base del núcleo compuesto. La resonancia de la sección eficaz a ciertas energías corresponde a los estados excitados discretos del núcleo compuesto que es formado por la absorción del neutrón. Estos estados excitados se encuentran a energías de fracciones de un 1eV hasta 10^3 eV para núcleos físisles y de 10 a 10^4 eV para núcleos pesados con A par.

La formula de Breit-Wigner para la sección eficaz de una resonancia aislada para la captura radiativa de neutrón con energía E_c es:

$$\sigma_{\gamma}(E_c) = \sigma_0 \frac{\Gamma_{\gamma}}{\Gamma} \left(\frac{E_0}{E_c} \right)^{1/2} \frac{1}{1 + y^2}, \quad y = \frac{2}{\Gamma} (E_c - E_0)$$

donde E_0 es la energía en el centro de masa del pico de la resonancia, E_c es la energía del neutrón incidente en el sistema (CM), Γ es la anchura total a la mitad del máximo de la resonancia, σ_0 es el valor máximo de la sección eficaz total en E_0 y Γ_{γ} es el ancho de la captura radiativa (Γ_{γ}/Γ es la probabilidad que un núcleo compuesto, después de ser formado decaiga en radiación gama). La sección eficaz de fisión en la resonancia puede ser representada por una expresión similar, usando la anchura de fisión Γ_f , teniendo así que Γ_f/Γ es la probabilidad que un núcleo compuesto, después de ser formado decaiga en fisión.

Para seguir adelante en la obtención de nuestra sección eficaz, tenemos que hacer un proceso como el de la sección 2.6 para neutrones con una cierta distribución de energía. Para otras secciones eficaces como la de dispersión elástica solo se tiene que sustituir en el proceso anterior la correspondiente formula Breit – Wigner.^[2]

2.6 Neutrones polienergéticos

Para el caso en que se tenga una fuente de neutrones con un espectro de energía, es necesario que hacer un tratamiento diferente al caso en que la fuente de neutrones es monoenergética. Si $n(E)dE$ es el numero de neutrones con energías entre E y dE en un flujo de neutrones que inciden en el blanco, la intensidad es

$$dI(E) = n(E)v(E) dE.$$

donde $v(E)$ es la velocidad correspondiente a la energía E . Ahora, como vimos antes, $F(E) = I(E)\Sigma_t(E)$ por lo que la densidad de colisiones entonces es

$$F = \int n(E)v(E)\Sigma_t(E) dE$$

con la integración sobre todas las energías posibles.

Para calcular la tasa de interacción de cualquier otro evento sólo se tiene que remplazar $\Sigma_t(E)$ por la correspondiente sección eficaz macroscópica. La mayoría de los reactores en operación en el mundo, usan principalmente un espectro de absorción para neutrones térmicos, esto es, neutrones con energía cinética baja, cuya distribución de energía es Maxwelliana. Este tipo de

neutrones se pueden encontrar en reactores denominados “Reactores Térmicos”. La tasa de absorción en un flujo de neutrones térmicos es

$$F_a = \int n(E)v(E)\Sigma_a(E) dE \quad (2.6.1)$$

donde $\Sigma_a(E)$ es la sección eficaz macroscópica y la integral corre sobre la energías térmicas, hasta alrededor de 0.1 eV

Se sabe que para energías bajas la mayoría de los núcleos exhiben un comportamiento de $1/v$ para cualquier tipo de absorción. Para estas energías se puede hacer

$$\Sigma_a(E) = \Sigma_a(E_0) \frac{v_0}{v(E)}, \quad (2.6.2)$$

donde E_0 es una energía arbitraria y v_0 es su velocidad correspondiente. Con la ecuación 2.6.1 tenemos por último que

$$F_a = \Sigma_a(E_0)nv_0 \quad (2.6.3)$$

La ecuación anterior 2.6.3 muestra que para una absorción del tipo $1/v$ se tiene que la tasa de absorción es independiente de la distribución de energías de los neutrones y es determinada por la sección eficaz a una energía arbitraria o de otra forma se puede entender que no importa la distribución de energía de los neutrones. La tasa de absorción es la misma que para un flujo mono energético a una energía arbitraria. Cabe mencionar que por convención, todas las secciones eficaces de absorción, $1/v$ o no, se tienen que obtener a una energía de $E_0 = 0.0253$ eV con su velocidad correspondiente de $v_0 = 2200$ metros/sec. A estos valores de secciones eficaces se les denomina “secciones eficaces térmicas” .^[1]

Para los núcleos que no presentan un comportamiento de absorción $1/v$ se tiene que hacer un tratamiento diferente, estos son pocos, pero muy importantes en los sistemas nucleares ya que sus secciones eficaces de absorción tienden a ser altas. La tasa de absorción para estos núcleos se obtiene de nuevo de la ecuación 2.6.1 pero ahora F_a depende de las funciones $n(E)$ y de $\Sigma_a(E)$, sí asumimos que $n(E)$ es una función maxweliana se puede obtener que

$$F_a = g_a(T)\Sigma_a(E_0)\phi_0,$$

donde $g_a(T)$ es denominada “factor de no $1/v$ ” y es una función tabulada, $\Sigma_a(E)$ es de nuevo la sección eficaz de absorción a la energía de 0.0253 eV, ϕ_0 es el flujo a 2200 metros por segundo y es igual a v_0n . Por último F_a se puede obtener de manera numérica y se encuentra en bases de datos.^[1]

2.7 Calculo de sección eficaz macroscópica

El cálculo de la sección eficaz macroscópica se realiza de la siguiente manera: La sección eficaz macroscópica está dada por $N\sigma = \Sigma$, donde N es la densidad de número. Esta cantidad está dada por $N = (\rho/A)N_0$, con N_0 el número de Avogadro, ρ la densidad y A el número atómico. Para una mezcla de isótopos con una correspondiente fracción de volumen v_i , se tiene que la sección eficaz macroscópica es

$$\Sigma = \sum_i v_i (\rho/A)_i N_0 \sigma_i$$

i corre para todos los isótopos de la mezcla.

2.8 Reacción en cadena de fisión.

Para sustentar la reacción en cadena presente en los núcleos de los reactores de fisión, se necesita que uno o más neutrones producidos en la primera fisión, que posteriormente produzcan una o más fisiones. Afortunadamente, como vimos antes figura 2.2 en el evento de fisión instantáneamente se producen dos o tres neutrones. En el interior del reactor, los neutrones de fisión (neutrones que son producidos mediante el evento de la fisión) pueden generar otro evento de fisión, pero también existen otras posibilidades. Por ejemplo, pueden ser absorbidos por los núcleos del combustible en captura radiativa, otros pueden ser absorbidos por núcleos que no son del combustible, otros también pueden escapar del ensamble. La dispersión elástica de los neutrones de fisión afecta su energía y cómo las secciones eficaces son dependientes de la energía, pueden cambiar así la probabilidad de que ocurra un evento de fisión.

2.9 Razón entre captura y fisión.

La probabilidad de que un neutrón sea capturado por un núcleo fisible y cause un evento de fisión es $\sigma_f / (\sigma_f + \sigma_a) = 1 / (1 + \alpha)$, donde $\alpha = \sigma_a / \sigma_f$ es denominada *razón de captura-fisión*. La sección eficaz de fisión como la sección eficaz de captura tiene un comportamiento similar. Las dos se incrementan a razón de $1/v$ y decrecen cuando la energía del neutrón aumenta. La probabilidad de fisión, la cual varía a razón de $1/(1+\alpha)$, es más amplia para P^{239} que para U^{235} con neutrones energéticos. Por el contrario, la probabilidad de fisión es más alta para U^{235} que para P^{239} para neutrones poco energéticos.

2.10 Número de neutrones de fisión por neutrón absorbido en el combustible

Para obtener una mejor caracterización de los núcleos que pueden ser combustibles en un reactor o de la misma manera que puedan sustentar la reacción en cadena, se tiene una medida del producto de la probabilidad de fisión para un neutrón absorbido en el combustible y el promedio de los neutrones liberados en la fisión, $\eta = v\sigma_f/(\sigma_f + \sigma_b) = v/(1 + \alpha)$. La cantidad η es más amplia para P^{239} que para U^{235} con neutrones energéticos, al contrario de lo que pasa con neutrones poco energéticos.

2.11 Utilidad neutrónica

La probabilidad de que un neutrón sea absorbido por un núcleo físil en lugar de por cualquier otro núcleo, o que se escape del ensamble está dada por la cantidad $P_{NL}f$, donde f es la fracción de los neutrones absorbidos que son capturados por núcleos físis y está dada por

$$f = \frac{N_{\text{fis}}\sigma_a^{\text{fis}}}{N_{\text{fis}}\sigma_a^{\text{fis}} + N_{\text{other}}\sigma_a^{\text{other}}}$$

siendo P_{NL} es la probabilidad de no-escape. Como se ha dicho antes la sección eficaz de absorción es mayor para neutrones térmicos que para neutrones energéticos y también se debe de tener en cuenta que la absorción en materiales no físis y los núcleos de estructura del ensamble también presentan absorción amplia para neutrones térmicos.

2.12 Fisión rápida

El producto ηf es el número de neutrones producidos, en promedio, por el evento de fisión de núcleos físis por cada neutrón absorbido en el ensamble. También hay neutrones producidos por la fisión de núcleos fisionables, principalmente por neutrones energéticos. Si definimos el factor de fisión rápida como ϵ , que es igual a la razón de la producción total de neutrones de fisión / razón de producción de neutrones de fisión en los núcleos físis, con esto se tiene que $\eta f\epsilon$ es el número total de neutrones de fisión producidos por cada neutrón absorbido en el ensamble, y por último $\eta f\epsilon P_{NL}$ es el número total de neutrones de fisión producidos por un evento anterior de fisión, en promedio, por cada neutrón absorbido en el ensamble.

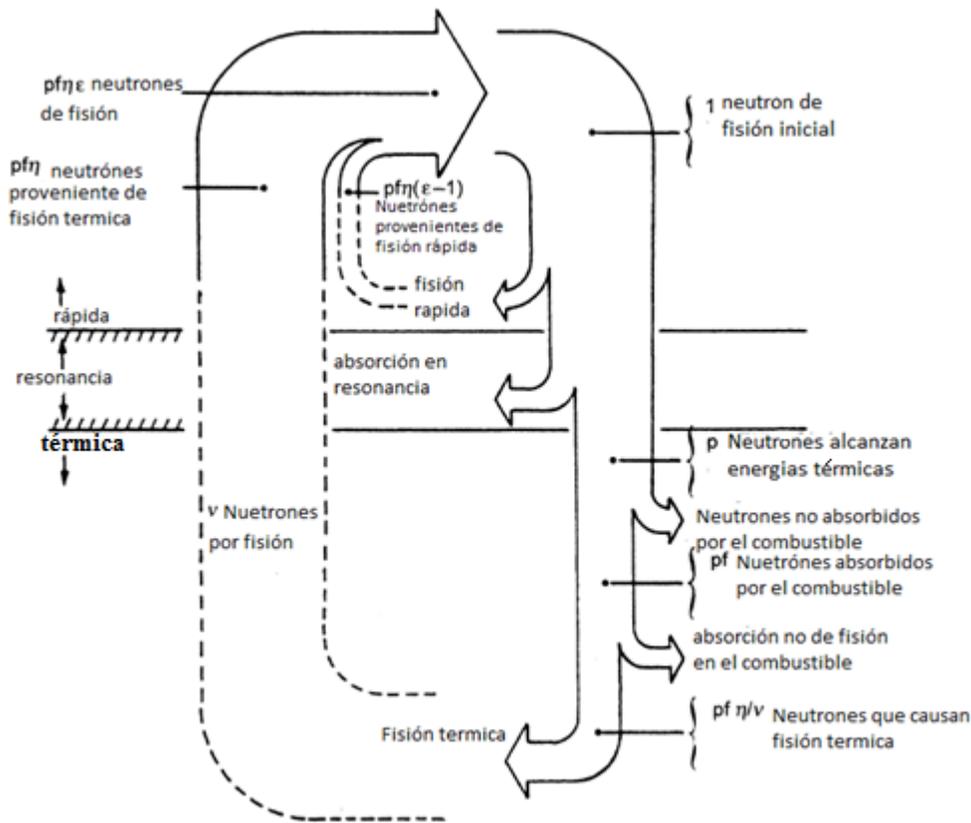


Figura 2.8: Balance neutrónico en un ensamble de neutrones térmicos.^[2]

2.13 Constante de multiplicación efectiva

Primero, si definimos como p a la “probabilidad de resonancia-escape” esto es la probabilidad que un neutrón no sea capturado durante el proceso de frenado, tenemos que $P_{NL} f p \epsilon \eta$ es el número total de neutrones de fisión producidos, en promedio, por un neutrón rápido proveniente de un evento de fisión anterior. Esta cantidad es conocida como la constante de multiplicación efectiva del ensamble

$$k = \eta f \epsilon p P_{NL} \equiv k_{\infty} P_{NL},$$

Aquí k_{∞} se refiere a la constante de multiplicación de un ensamble infinito sin fugas. Si exactamente un neutrón, en promedio, sobrevive para provocar otra fisión, se tiene que $k=1$, y así la cantidad de neutrones en el ensamble se mantiene constante. Si se tiene que menos de un neutrón, en promedio, sobrevive para causar otro evento de fisión, se cumple la condición de $k < 1$ y por lo tanto la cantidad de neutrones en el ensamble decrecerá. Por último si más de un neutrón sobrevive, en promedio, para provocar otro evento de fisión, se cumple la condición de $k > 1$ y la

cantidad de neutrones en el ensamble crecerá. La constante de multiplicación efectiva depende de la composición del ensamble (k_{∞}) y del tamaño del ensamble (P_{NL}), como también del arreglo del material dentro de ensamble (f , p). La composición afecta a k por el número de nucleídos de diferentes especies que están presentes y por la determinación de la distribución de energía, la cual determina la sección eficaz para cada nucleído. El arreglo de materiales determina la distribución espacial neutrónica y por lo tanto el número relativo de neutrones en los lugares donde se encuentran los diferentes nucleídos.

El uranio natural se compone solamente por 0.72% del nucleído físil U^{235} . Si enriquecemos para obtener mayor porcentaje de uranio U^{235} , también obtendremos un mayor valor de f , y por supuesto un mayor valor de k . El número de neutrones de fisión producidos por cada neutrón absorbido en el material físil, η , es significativamente más grande para neutrones rápidos que para neutrones térmicos, esto es porque la razón de captura-fisión es pequeña y el número de neutrones por fisión es grande, también se tiene que tomar en cuenta que para una enriquecimiento dado, f , es más grande para neutrones térmicos que para neutrones rápidos para los nucleídos físis, pero es comparable para neutrones térmicos y rápidos en los nucleídos no-físis y en los de estructura. En síntesis, la cantidad de material físil para obtener una valor de k constante es substancialmente menor para neutrones rápidos que para los térmicos.

Capítulo 3: Reactores.

3.1 Introducción.

Todos los reactores nucleares son dispositivos diseñados para mantener una reacción en cadena para la producción de un flujo constante de neutrones generados por la fisión de núcleos pesados. Son, sin embargo, diferenciados tanto por su objetivo como por sus características de diseño. En cuanto a su objetivo, pueden ser reactores de investigación o reactores de potencia.

Los reactores de investigación se operan en las universidades y centros de investigación de muchos países. Estos generan neutrones para múltiples propósitos, incluyendo la producción de radiofármacos para el diagnóstico y la terapia médica, pruebas de materiales y realización de investigación básica.

Los reactores de potencia se encuentran en las centrales nucleares. Dedicados a la generación de calor, principalmente para la producción de electricidad, se operan en 30 países. Sus usos menores pueden ser la generación de agua potable o la producción de agua caliente para un distrito. En forma de unidades más pequeñas, pueden ser motores para barcos.

Muchos tipos de reactores han sido propuestos y algunos de estos han sido desarrollados como prototipo o a escala comercial. Seis tipos de reactores (Magnox, AGR, PWR, BWR, CANDU y RBMK) han emergido como diseños para la producción de electricidad en todo el mundo. Estos tipos de reactores serán descritos a continuación.^[4]

3.2 Tipos de reactores

3.2.1 Reactor enfriado por gas y moderado por grafito.

De los seis reactores comerciales, dos (Magnox y AGR) deben mucho a los primeros diseños de reactores, esto se debe a que son enfriados por gas y moderados por grafito. Los reactores Magnox (figura 3.1) fueron construidos en el Reino Unido entre 1956 y 1971 pero han sido mejorados. El nombre Magnox viene de la aleación de magnesio usada para el encasillamiento del combustible, el cual es uranio natural en metal. Las barras de metal en el reactor Magnox son cargadas en conductos verticales en el núcleo construido de bloques de grafito. El sistema completo es enfriado por dióxido de carbono en gas, el cual pasa por los bidones que contiene el combustible, los bidones son diseñados especialmente para mejorar el intercambio de calor.

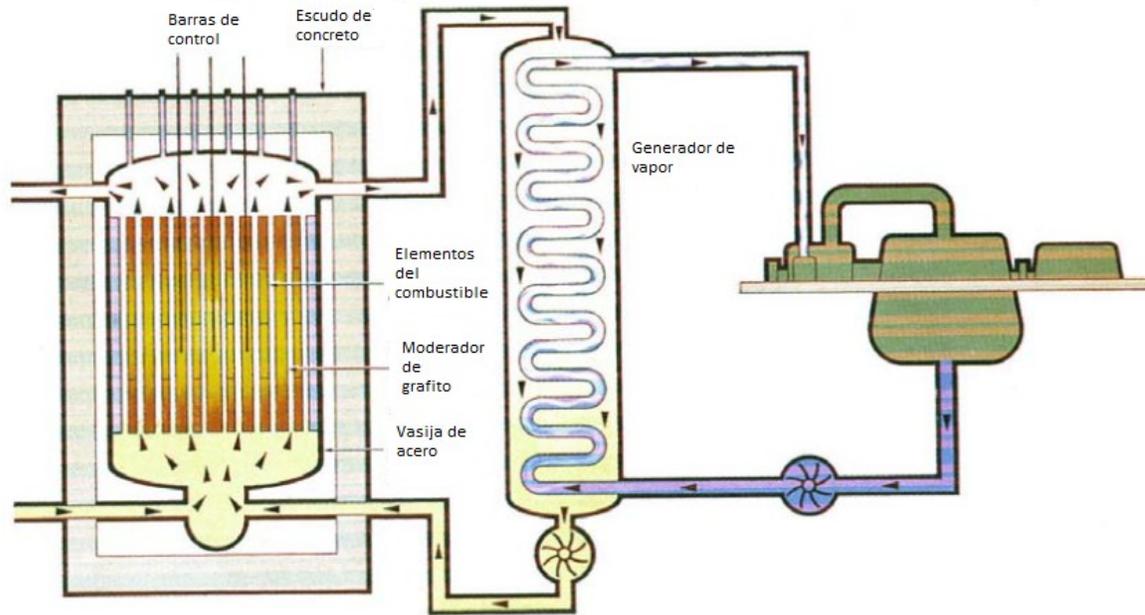


Figura 3.1: Reactor básico enfriado por gas.

Para mejorar la eficiencia de este tipo de reactores, fue necesario alcanzar temperaturas más altas, así logrando densidades de energías más altas y eficiencias térmicas más altas. Este cambio implicó nuevas presiones en el gas y cambiar de Magnox a revestimientos de acero inoxidable (stainless steel), como también cambiar de uranio en metal a dióxido de uranio. Esto cambia la proporción de U^{235} en el combustible. El diseño resultante, se le conoce como (Advanced Gas-Cooled Reactor) o AGR, aún usa grafito como moderador. Los generadores de vapor y los recirculadores están colocados dentro de un aislamiento para presión y radiación de concreto.

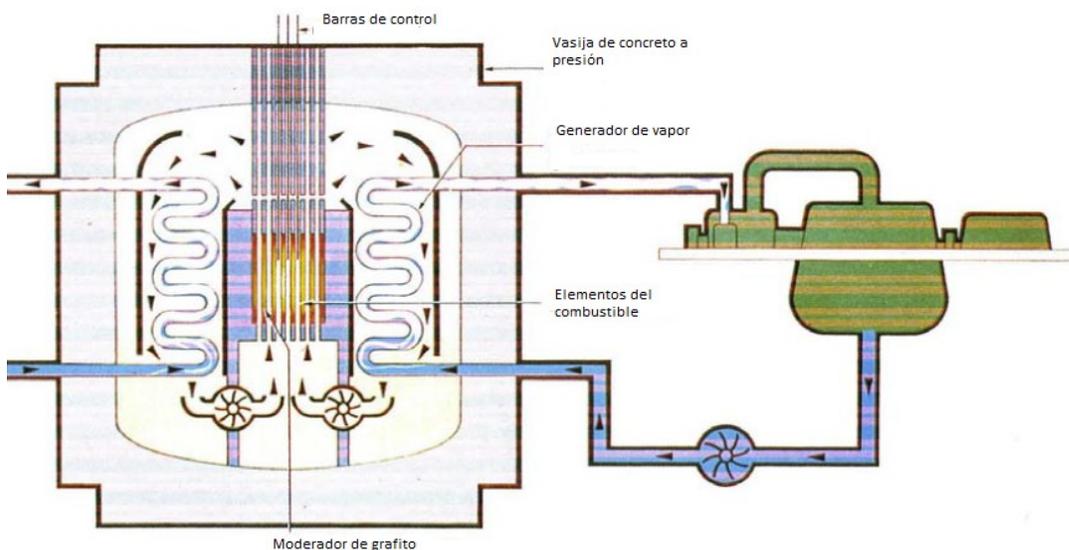


Figura 3.2: Reactor avanzado enfriado por gas.

3.2.2 Reactores moderados y enfriados por agua pesada

El único diseño de reactor que es moderado y enfriado por agua pesada para uso comercial es el CANDU, fue diseñado en Canadá pero fue exportado a otros países. En el reactor CANDU, el dióxido de uranio natural es mantenido en celdas de una aleación de zirconio (Zircaloy). El combustible es enfriado mediante un bombeo constante de agua pesada por los tubos, se mantiene una presión suficiente para que no ebulle el agua. Después de que el agua pesada pase por los tubos, esta pasa por los generadores de vapor, en los cuales se produce vapor de agua ligera. La moderación extra necesaria se consigue al meter los tubos en un contenedor a presión con agua pesada (calandria). El control se obtiene mediante la inserción o el retiro de barras de cadmio en la calandria. El ensamble completo es contenido dentro de una capsula-escudo de concreto.

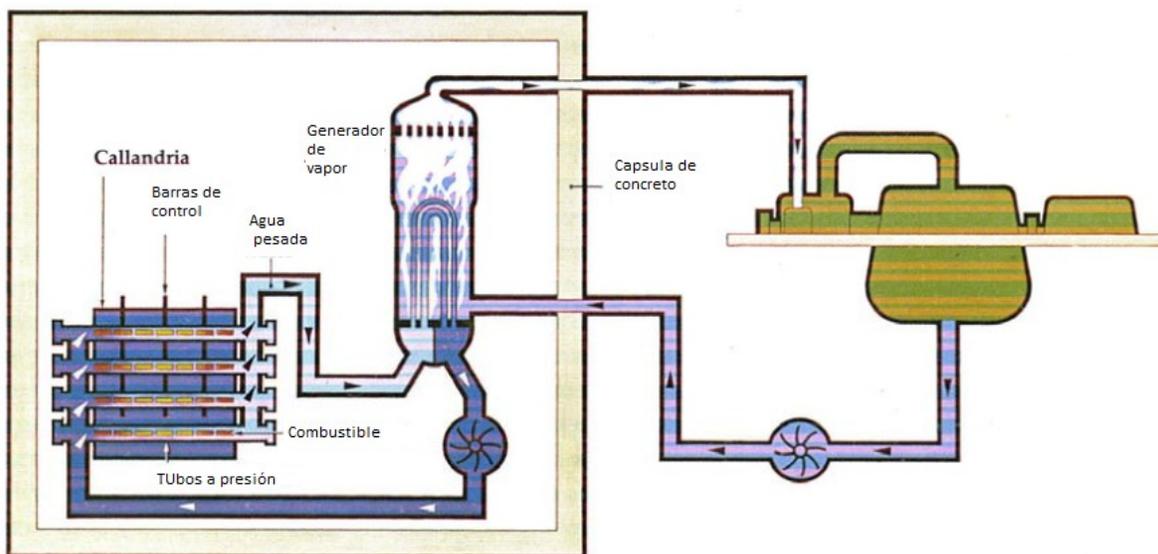


Figura 3.3: Reactor Candu.

3.2.3 Reactores moderados y enfriados por agua ligera.

Los primeros reactores para producir electricidad que se volvieron comerciales, fueron desarrollados en E.U.A, estos son reactores térmicos que son moderados y enfriados por agua común y corriente, denominada agua ligera. El agua tiene excelentes propiedades de moderación y sus propiedades termodinámicas han sido estudiadas en detalle, como un plus se tiene que su costo es menor. Por otra parte el agua tiene presiones de vapor altas, por consiguiente este tipo de reactores tienen que ser operados con presiones altas. El agua tiene una absorción alta para neutrones térmicos, por consiguiente no es posible alimentar a los LWR(Light Water Reactor) con uranio natural.

Dos reactores comerciales basados en este principio, empezaron en E.U.A pero ahora se extienden a 20 países. El tipo de reactor más usado en el mundo es PWR(Pressurised Water Reactor) figura 3.4. Este reactor usa dióxido de uranio enriquecido alrededor del 3.2% U^{235} como combustible encerrado en bidones de aleación de zirconio. El combustible está arreglado en una matriz que puede ser atravesada por barras de control móviles, la cual es mantenida en una vasija de acero con agua a alta temperatura para que no hierva, es bombeada para que actúe como refrigerante y moderador. El agua a alta presión pasa después por el generador de vapor, este es el que alimenta la planta productora de electricidad.

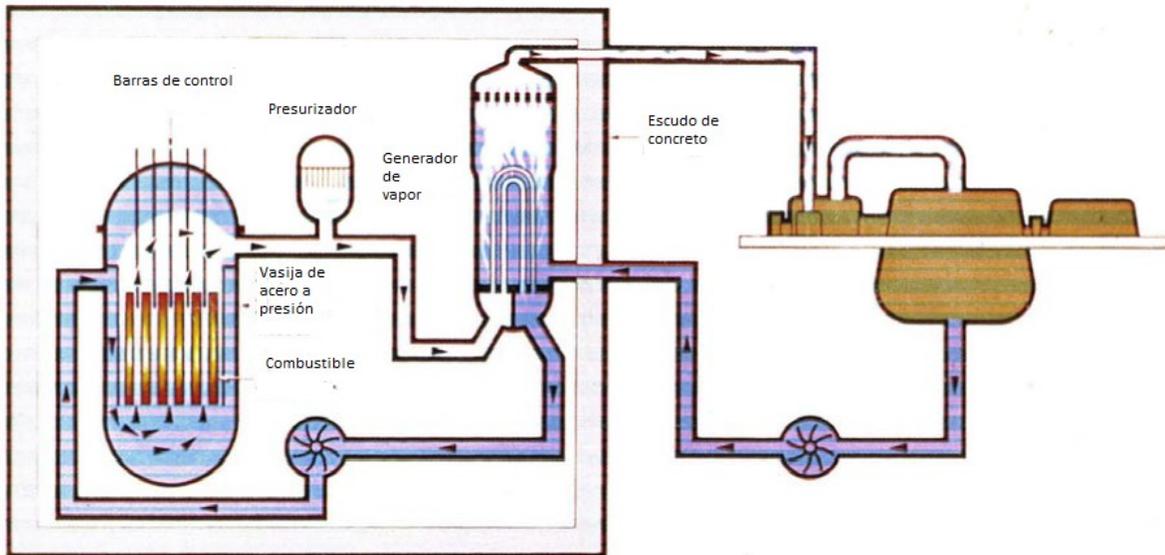


Figura 3.4: PWR.

El segundo tipo de reactor que usa para su enfriamiento y moderación agua ligera es el BWR(Boiling Water Reactor). Este tipo de reactor no usa un generador de vapor, lo cual se logra debido a que al agua dentro del reactor se le permite ebullicir. Este vapor va directo a la generación de electricidad. Esto tiene consecuencias, permite que exista contaminación en el circuito de la turbina, por esto se requiere una protección extra en los componentes que no sólo están alrededor del reactor. Este tipo de reactores se encuentran en unos 10 países en el mundo incluyendo México.^[5]

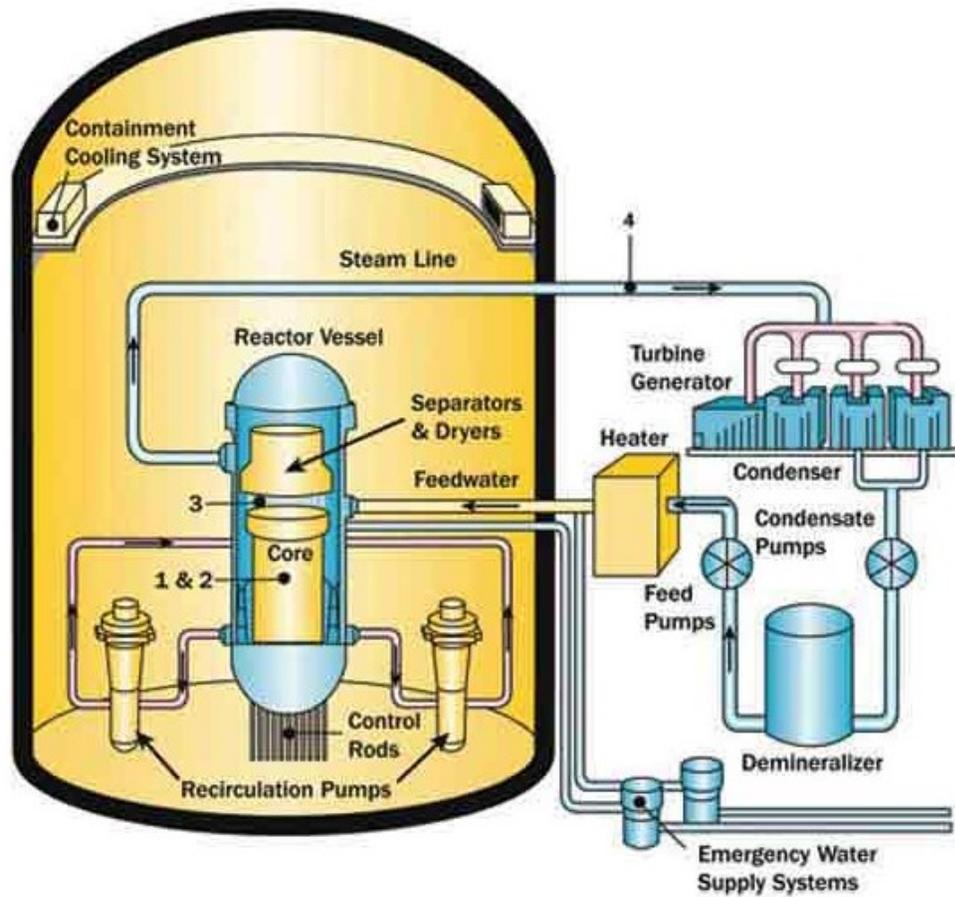


Figura 3.5: BWR.^[6]

3.2.4 Central nuclear de Laguna Verde

La central nuclear de Laguna Verde (CNLV) es la única planta nuclear de México. Dispone de 370 hectáreas localizadas sobre la costa del Golfo de México, en el km 42.5 de la carretera federal Cd. Cardel-Nautla, municipio de Alto Lucero; a 60 km al noreste de la ciudad de Xalapa.

La central consta de dos unidades, cada una con capacidad de 682.44 megavatios, equipadas con reactores del tipo agua hirviente (BWR/5) y contenciones de ciclo directo. El sistema nuclear de suministro de vapor fue adquirido a General Electric y el Turbogenerador a Mitsubishi Heavy Industries.^[7]

Algunos datos técnicos son:

- Carga inicial de combustible por Reactor: 444 ensamblajes; 92 toneladas de combustible (UO₂) al 1.87% en promedio
- Capacidad de diseño por unidad es 675 MWe
- Capacidad efectiva por unidad es 682.44 MWe
- Energía anual generada por unidad: para el reactor 1 es 4545 GWh, al 80.72% de factor de capacidad. Para el reactor 2 es 4670 GWh, al 81.65% de factor de capacidad.

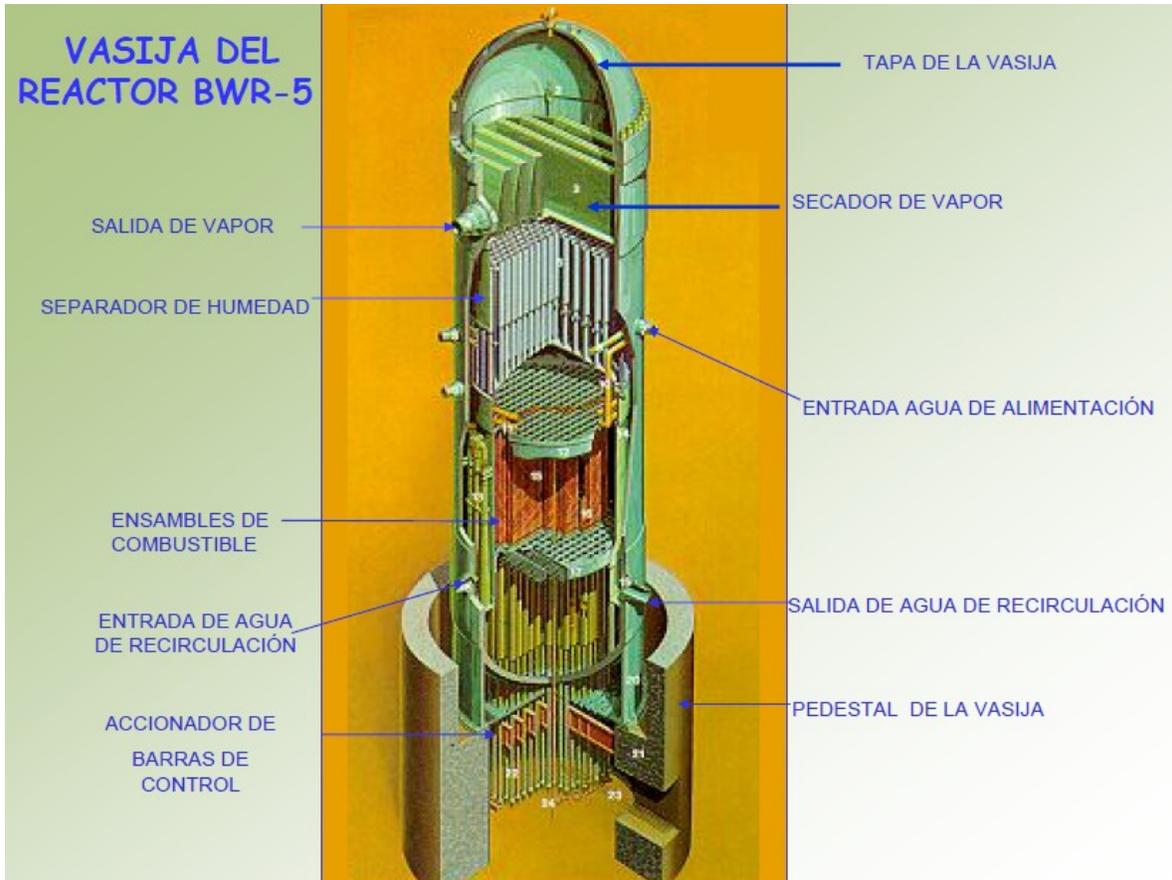


Figura 3.6: Interior del reactor de un BWR.^[8]

3.2.5 Reactores que se enfrían con agua y de moderación con grafito.

Este diseño fue desarrollado en la Unión Soviética, es un reactor que se enfría con agua ligera y es moderado por grafito. El diseño, conocido como RBMK Reactor, ha sido desarrollado e incrementado, y muchos reactores de este tipo fueron construidos en la USSR, incluidos los de las plantas de Chernóbil. El diseño consiste en un núcleo de grafito que contiene aproximadamente 1700 canales. Cada uno de estos contiene óxido de uranio enriquecido a un 1.8%. El sistema de enfriamiento consiste en el bombeo de agua a presión por los canales, al agua se le permite

evaporarse, se conduce a tubos que transportan. Al agua en sus fases, para después pasar a los turbo generadores. La mayoría de los componentes se encuentran dentro de un escudo de concreto para proteger de la radiación del vapor.

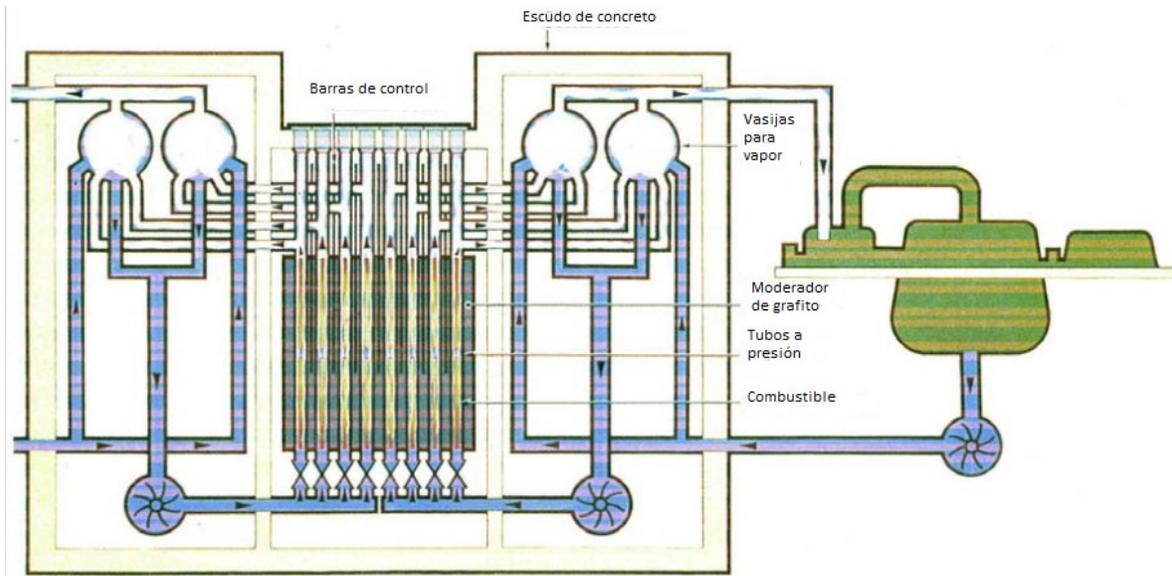


Figura 3.7: Reactor con moderación de grafito.

A continuación se muestra una tabla con las principales características de los reactores antes mencionados.

Tabla 3.1: Resumen de las características de los reactores.[5]

	Combustible	Moderador	Refrigerante			Disposición del combustible	Eficiencia del ciclo de vapor	Principales características en economía y seguridad
			Extracción de calor	Temp de salida (C)	Presion (psia)		%	
Magnox	Metal de uranio natural (0.7%). Revestimiento de aleación de Magnesio	grafito	Dióxido de carbono	360	300	Normalmente dentro de un año	31	Beneficio de seguridad es que el refrigerante no puede cambiar de fase. El combustible se puede recargar mientras el reactor trabaja da un plus de disponibilidad.
AGR	Dióxido de Uranio enriquecido (2.3% U235). Revestimiento de acero inoxidable	grafito	Dióxido de carbono	650	600	Puede ser guardado por 10 años dentro de agua, pero no más.	42	Las mismas ventajas que MAGNOX pero permite mayores temperaturas, reduciendo los costos e incrementando la eficiencia.
PWR	Dióxido de Uranio enriquecido (3.2% U235). Revestimiento de aleación Zirconio	agua ligera	Agua ligera presurizada que se conduce al generador de vapor, el vapor se produce en otro circuito	371	2235	Puede ser guardado por largos periodos bajo el agua	32	Costos de construcción bajos, como también se tiene una amplia experiencia de operación. Se necesita vaciar el reactor para la recarga
BWR	Dióxido de Uranio enriquecido (2.4% U235). Revestimiento de aleación Zirconio	agua ligera	Agua ligera presurizada en ebullición conducida directo a la turbina	286	1050	Igual que PWR	32	Costos similares a PWR, no se necesita intercambiador de calor pero se necesita una recubrimiento extra. Se necesita vaciar el reactor para la recarga
CANDU	Dióxido de Uranio (0.7% U235). Revestimiento de aleación Zirconio	agua pesada	Agua pesada presurizada que se conduce al generador de vapor, el vapor se produce en otro circuito	305	1285	Igual que PWR	30	Buenos records en la operación, pero se necesita infraestructura extra para la producción de agua pesada.
RBMK	Dióxido de Uranio enriquecido (1.8% U235).	grafito	Agua ligera presurizada en ebullición conducida directo a la turbina	284	1000	-	31	-

Capítulo 4: Desechos radioactivos.

4.1 Introducción.

En 2007, E.U.A. consumió 4157×10^9 kWh de energía eléctrica y produjo 6×10^9 toneladas métricas de dióxido de carbono. Con un incremento en la demanda de electricidad esperada del 26% para el 2030 y las emisiones de carbono asociadas volviéndose más caras debido a las nuevas legislaciones, E.U.A. necesitará tecnologías de energía barata y libre de carbón para soportar el nuevo panorama. Esto requerirá una combinación de energía eficiente, un incremento en la generación de energía renovable, y expandir la energía nuclear para lidiar con la demanda esperada y al mismo tiempo, lograr las metas sobre reducción en emisiones de CO_2 . Como una fuente del 70% de energía libre de carbón en E.U.A., la energía nuclear podría jugar un papel importante en la mezcla de energías requeridas en un futuro por el mundo.

Para mantener una generación de electricidad equivalente al 20% del total de electricidad usada en E.U.A., este país requerirá 27 000 MWe generados por plantas nucleares. Asumiendo un factor de capacidad del 90%, E.U.A necesitaran construir 30 plantas nuevas de 1000 MWe para lidiar con la creciente demanda. La flota de reactores de E.U.A. necesitara ser remplazada debido a que sus licencias expiran en los próximos 20 años. En conjunto, esta demanda de construcción de reactores nuevos representa al menos 133 plantas de 1000 MWe en las próximas décadas. Si este crecimiento en la energía nuclear ocurriera, las plantas nucleares deberían desplazar de 130 a 220×10^6 toneladas en emisiones de dióxido de carbono anualmente producidas por la plantas de gas natural, produciendo éstas la misma cantidad de energía eléctrica. La energía nuclear representa la fuente de generación de electricidad sin usar hidrocarburos más barata existente (fig 4.1), y será una importante fuente en la generación base de electricidad, en contraste de fuentes intermitentes como la energía eólica o la solar. Además, las plantas nucleares tienen el beneficio de una densidad de energía más alta que otras tecnologías renovables, requiriendo así un espacio en el que se efectúa la producción de electricidad más pequeño. Por ejemplo, la generación del 20 % de electricidad de E.U.A. con energía eólica necesitaría un área del tamaño de Virginia occidental o paneles solares cubriendo un área del tamaño de Nueva Jersey.

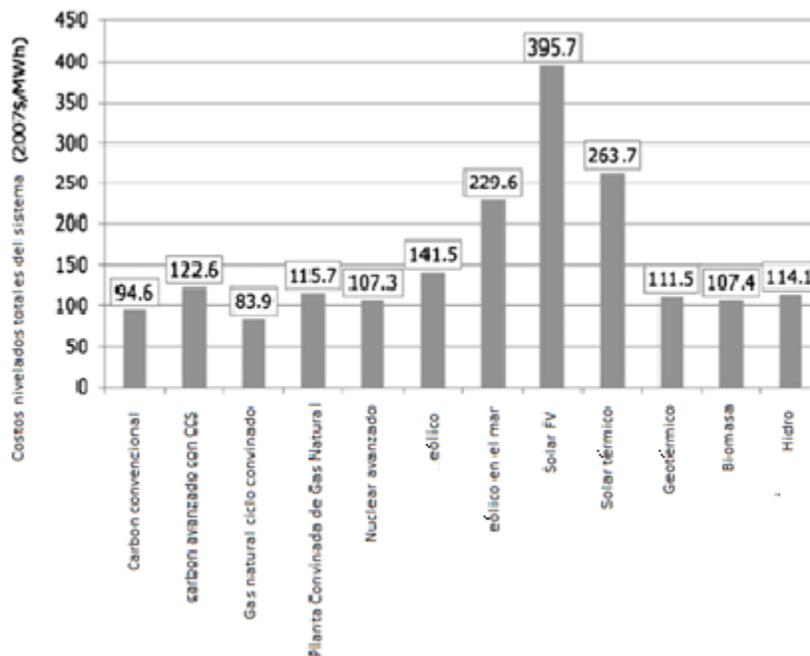


Figura 4.1: Comparación entre costos de energía.^[9]

Ahora, el futuro de la energía nuclear en E.U.A. y el mundo permanece incierto. Una contribución a esto es el problema no resuelto del manejo de los desechos radiactivos. El manejo contemporáneo de desechos radiactivos mayormente dirige el desecho radioactivo proveniente del tipo de ciclo “uso-único” o en ingles “once-through” (este tipo de ciclo y otros se explicaran brevemente en este capítulo) a un repositorio geológico profundo. Debido a una oposición política y un incremento en los costos, el desarrollo de estos repositorios ha sido cancelado. Un ejemplo de esto es el anuncio de la administración de Obama de que la montaña Yucca (principal repositorio geológico profundo de E.U.A.) es insostenible. Sabiendo esto, han surgido nuevos aires para la exploración de opciones en cuanto al manejo de reciclaje nuclear.^[9]

4.2 Orígenes de los residuos nucleares

La aceptación de la energía nuclear por la sociedad está estrechamente relacionada con el problema de los desechos radioactivos de vida media larga producidos por el quemado del combustible nuclear. Por una sucesiva captura de neutrones se forman, elementos transuránicos son formados por el Uranio y Plutonio iniciales, mientras que por la fisión se crean una gran variedad de isótopos con masas ligeras y medianas.

La tabla 4.1 muestra los principales isótopos que están presentes en el combustible UOX antes y después de tres años después de la recarga de un PWR de 900 MWe a un quemado de 33 GW y/t por año por tonelada de combustible y con un enriquecimiento inicial de 3.5 % de U^{235} . El

combustible gastado esta principalmente compuesto de un 96% uranio, 1 % plutonio, 0.1 % actínidos menores (Am, Cm y Np) y un 3 % productos de fisión.

La cantidad de isótopos transuránicos cambia significativamente si se usa combustible MOX. En la tabla 4.2 están listados los principales isótopos que pueden ser encontrados en el combustible MOX antes y después de 4 años de la recarga de un PWR de 900 MWe a un quemado de 43.5 GW y/t. Debido a la presencia de isótopos de Plutonio en el combustible inicial, la producción de actínidos menores para una cantidad de energía eléctrica dada se incrementa por un factor de 6, alcanzando un orden de magnitud mas para el Am^{241} . La ventaja de usar MOX en el ámbito de la transmutación nuclear, es principalmente la posibilidad de incinerar eficientemente el Pu^{239} , el cual es un isótopo que se puede emplear en el uso de armas nucleares y viene del reprocesamiento del combustible gastado (como se verá en este capítulo). Estudios recientes estiman que unos pocos cientos de toneladas de Plutonio están disponibles, como consecuencia del desmantelamiento de armas nucleares.

En algunos países (Francia, GB, Japón, Bélgica) el combustible nuclear es reprocesado para extraer el uranio y plutonio para un posterior uso como MOX o ser usado en reactores rápidos. El residuo de alta actividad remanente es vitrificado para un posterior almacenamiento. En otros países (E.U.A, Suecia, Suiza), el combustible descargado es almacenado directamente. Esta solución es inicialmente simple y barata pero deja grandes volúmenes de desperdicio para ser almacenado y no contempla la recuperación de combustible útil. Adicionalmente, la liberación de radioisótopos del encamisado a largo plazo es mayor que para el residuo vitrificado.^[10]

Tabla 4.1: Isótopos presentes en la carga y descarga de un PWR con combustible UOX.^[10]

Isotopo	Vida media (años)	Al cargar		Al descargar	
		kg/TWhel	kg/year	kg/TWhel	kg/year
^{235}U	7.08×10^8	136	751	40	221
^{236}U	2.34×10^7			16	88
^{238}U	4.47×10^9	3757	20734	3661	20204
^{238}Pu	87.7			0.6	3.3
^{239}Pu	24119			22.3	123.1
^{240}Pu	6569			8.6	47.5
^{241}Pu	14.4			4.6	25.4
^{242}Pu	3.7×10^3			1.9	10.5
^{237}Np	2.14×10^6			1.6	8.8
^{241}Am	432.2			0.8	4.4
^{243}Am	7380			0.4	2.2
^{243}Cm	28.5			0	0
^{244}Cm	18.1			0.09	0.5
^{245}Cm	8500			0.01	0.06
^{90}Sr	28			1.9	10.5
^{137}Cs	30			4.4	24.3
^{93}Zr	1.5×10^6			2.8	15.5
^{99}Tc	2.1×10^5			3.2	17.7
^{107}Pd	6.5×10^6			0.8	4.4
^{129}I	1.57×10^7			0.7	3.9
^{135}Cs	2×10^6			1.4	7.7

Hasta ahora, la única opción para la disposición del desperdicio con vida media larga era el almacenamiento geológico profundo. Sin embargo, esta solución sufre de las incertidumbres de seguridad y de la impregnación del almacén por cientos de miles de años. Por lo tanto la posibilidad de separación y transmutación del desperdicio de vida media larga en isótopos de poca duración, es ahora investigada.

Tabla 4.2: MOX presente en la carga y descarga de un PWR.^[10]

Isotopo	Vida media (años)	Al cargar		Al descargar	
		kg/TWhel	kg/year	kg/TWhel	kg/year
²³⁵ U	7.08x10 ⁸	6.7	11.1	3.5	5.8
²³⁶ U	2.34x10 ⁷			0.7	1.2
²³⁸ U	4.47x10 ⁹	2704	4478.0	2573.0	4261.0
²³⁸ Pu	87.7	6.8	11.3	7.5	12.4
²³⁹ Pu	24119	126.0	209.0	63.5	105.2
²⁴⁰ Pu	6569	59.5	98.5	52.8	87.4
²⁴¹ Pu	14.4	26.9	44.5	24.6	40.7
²⁴² Pu	3.7x10 ³	18.7	31.0	21.5	35.6
²³⁷ Np	2.14 x10 ⁶			0.5	0.8
²⁴¹ Am	432.2			8.7	14.4
²⁴³ Am	7380			5.4	9.0
²⁴³ Cm	28.5			0.04	0.1
²⁴⁴ Cm	18.1			2.4	4.0
²⁴⁵ Cm	8500			0.3	0.5
⁹⁰ Sr	28			0.9	1.5
¹³⁷ Cs	30			4.3	7.1
⁹⁵ Zr	1.5 x10 ⁶			1.8	3.0
⁹⁹ Tc	2.1 x10 ⁵			2.9	4.8
¹⁰¹ Pd	6.5x10 ⁶			1.9	3.2
¹²⁹ I	1.57 x10 ⁷			0.8	1.3
¹³⁵ Cs	2 x10 ⁶			2.9	4.8

La radiotoxicidad a largo plazo del combustible gastado es esencialmente debido a los isótopos de vida larga. Si los actínicos del combustible gastado fueran removidos, la radiotoxicidad del residuo podría alcanzar la del mineral natural de uranio en menos de 1000 años habiendo producido la misma cantidad de energía, en lugar de unos cientos de miles de años. Es evidente que los actínidos menores dominan en radiotoxicidad como emisores de alfas, lo que es de 100 a 1000 veces más grave que los emisores beta para una actividad dada.^[10]

4.3 Ciclos de combustible

Un ciclo es un periodo de tiempo en el cual ciertos eventos son repetidos en el mismo orden y en los mismos intervalos. Este es el caso del ciclo de combustible nuclear. No todos los ciclos de combustible son iguales. Las diferencias surgen debido a las diferentes fuentes disponibles como también en las diferencias en el estado de tecnología o política nacional en varias partes del

mundo. A continuación, para no profundizar mucho en el tema se mostrarán los tres principales ciclos de combustible de manera gráfica.

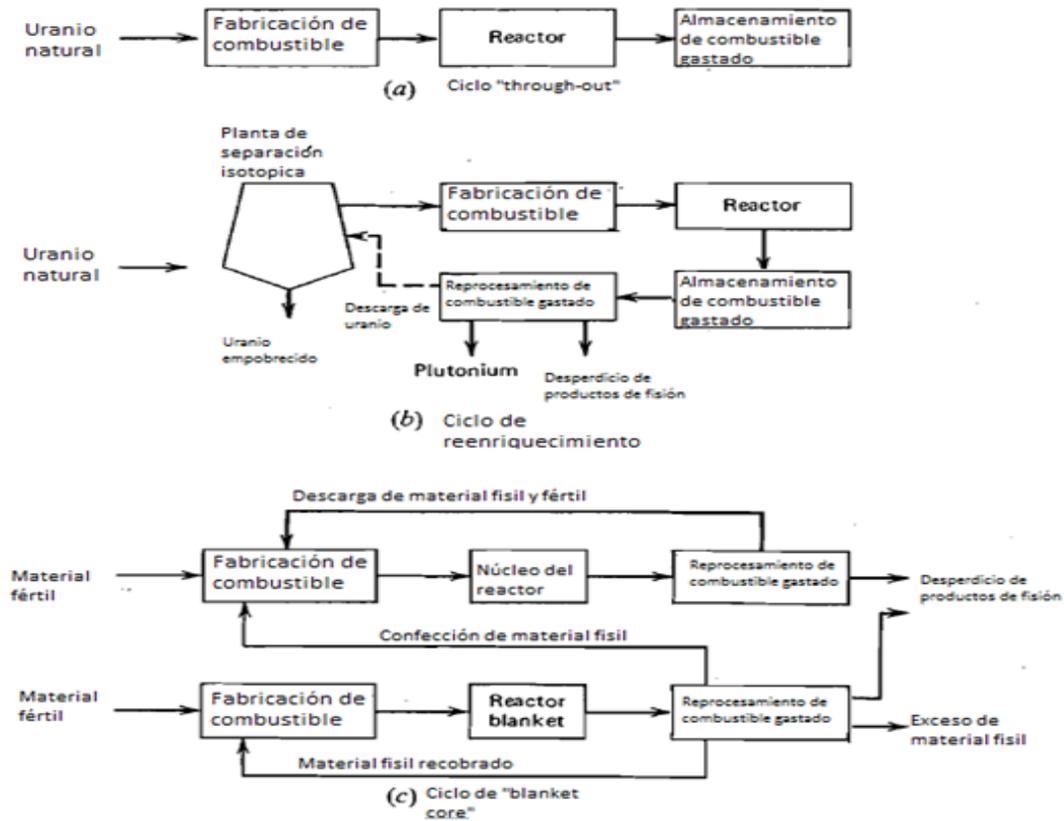


Figura 4.2: Ciclos de combustible nuclear.^[11]

El reactor "blanket" es donde se produce la conversión de material fértil a físil, esto puede pasar en un reactor generador (breeder) como el BREST visto el capítulo anterior o en una planta de separación isotópica.

4.4 Separación y transmutación.

En este capítulo veremos tecnologías que están más allá del usual almacenaje directo en repositorios geológicos. Este capítulo considera una posible modificación tecnológica para la parte final del ciclo de combustible nuclear, que es conocida como separación y transmutación. Este enfoque al ciclo de combustible estaría construido sobre el trabajo anterior de reprocesamiento y disposición geológica profunda. Es un enfoque diseñado para reducir el volumen, peligro y longevidad de los residuos que requieren una disposición geológica profunda. Es en general una investigación muy cara, pero está recibiendo un incremento de atención a lo largo del mundo.

En este capítulo se usará el término transmutación para incluir no sólo la conversión de materiales radiactivos a nucleídos estables por captura neutrónica, también se usará la fisión en actínidos llamada quemado o incineración.

Antes de la transmutación, sin embargo, los componentes de los residuos deben ser ordenados y separados para asegurar los beneficios del proceso de transmutación. Este proceso de preparación para la separación en varios componentes es conocido como separación. La preparación de los componentes separados listos para un procesamiento posterior es conocida como acondicionamiento.

4.5 Separación

Aún más que una simple clasificación de desechos radiactivos en desechos ILW (desechos de nivel medio) o HLW (desechos de alto nivel), la separación es un proceso más activo y detallado que una separación química de desechos radioactivos en concordancia con su conveniencia para diferentes tipos de tratamiento. Algunos materiales separados pueden ser residuos puros químicamente idóneos para la transmutación mientras que otros pudieron ser optimizados para una disposición geológica, vía la remoción de isótopos particularmente peligrosos y con vida media larga. El proceso de separación es parecido al de reprocesamiento, aunque las corrientes de salida son diferentes. Un enfoque de la separación debe atender los siguientes productos: uranio para re-enriquecimiento y manufactura del combustible nuevo, corrientes de productos de fisión de vida larga dóciles para la transmutación, como lo es el tecnecio y el yodo químicamente separados, corrientes de actínidos dóciles para el quemado o incineración, corrientes de productos de vida media larga no dóciles para la transmutación (que contienen por ejemplo isótopos de cesio) y los recubrimientos de metal de los ensambles de las plantas nucleares.

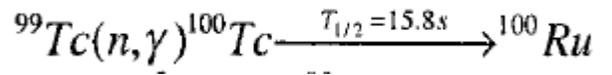
Algunas de las corrientes de salida del proceso de separación necesitarán un manejo convencional (como pueden ser las corrientes no adecuadas para la transmutación), es claro que una disposición geológica profunda podría ser requerida aún con un proceso de separación- transmutación (P y T). Los beneficios del proceso (P y T), sin embargo, son que el inventario radiotóxico debería de ser reducido significativamente. Las vidas medias de los residuos deberían de ser mucho más cortas y el tamaño del repositorio necesario podría ser significativamente menor.

4.6 Transmutación de residuos radiactivos.

Muchas propuestas orientadas a la reducción de radiotoxicidad mediante la transmutación de isótopos con vida media larga en elementos estables han sido investigadas por años. En general estos estudios indican que solamente las reacciones inducidas por neutrones son adecuadas, debido a la combinación de una alta sección eficaz y de sus costos de producción energética bajos. La espalación directa inducida por protones altamente energéticos o reacciones inducidas por rayos gama. Estas opciones necesitan más energía para destruir el desperdicio que la producida al generarlo.

En principio cualquier fuente de neutrones puede ser usada para la transmutación de residuo nuclear. Los productos de fisión de vida media larga pueden ser transmutados en isótopos estables

por una secuencia de capturas neutrónicas seguidas de decaimientos beta. Un claro ejemplo es la reacción



donde: el isótopo de vida media larga ($T_{1/2}=2.1 \times 10^5$ años) Tc^{99} es transmutado en 15.8 segundos en el estable Ru^{100}

4.7 Sistemas accionados por acelerador (ADS)

La necesidad de un sistema, capaz de operar de manera segura, con una gama amplia de actínidos y un exceso significativo de neutrones, propició el estudio de nuevas opciones. Un camino muy prometedor es acoplar un acelerador que produce un haz de gran intensidad de protones a un ensamble sub-crítico, a esto se le llama ADS (Accelerator Driven System).

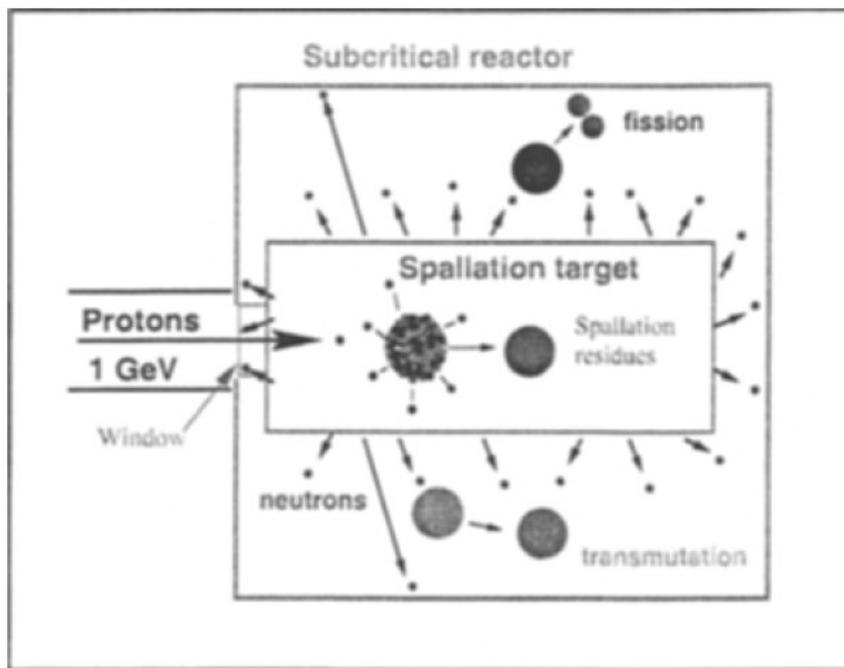


Figura 4.3: Sistema ADS.^[10]

El proceso en el cual neutrones rápidos son producidos al hacer explotar el núcleo de un átomo pesado a causa del choque con un protón altamente energético es conocido como espalación. Las reacciones inducidas por un haz de corriente alta (10 a 250 mA) de protones con energía alrededor de 1 GeV que choca con un blanco pesado producen un flujo de neutrones intenso. Estos neutrones son usados para manejar un cobertor sub-crítica, donde el tipo de moderador determinará su espectro de energía. Los neutrones extras provistos por el acelerador permitirán el

mantenimiento de la reacción en cadena, mientras se queman los desperdicios nucleares de vida media alta. El sistema genera electricidad, parte de la cual es empleada para operar el acelerador.

Aparte de una economía neutrónica favorable, la cual permite la incineración de una gran cantidad de desperdicio. Las ventajas adicionales de los ADS son la seguridad y la versatilidad. La operación de un blanco en modo sub-crítico es más seguro. Además operar por debajo de la criticidad, permite la introducción de grandes cantidades de plutonio o actínidos menores que son problemáticos en los reactores clásicos debido a la pequeña fracción de neutrones retardados que producen estos isótopos. Los ADS son más flexibles que los reactores convencionales debido a que la intensidad del acelerador puede ser ajustada para compensar las variaciones en la reactividad.

4.8 Reciclaje en reactores rápidos

Mientras que los reactores rápidos originalmente fueron vendidos por su habilidad de generar nuevo combustible fisible (plutonio), ahora son anunciados como clave para la eliminación del aborrecido exceso de plutonio. Una tecnología una vez promocionada como “reactor rápido generador” ahora se le llama “incinerador de residuos nucleares”.

Aquí es cuando los atributos del concepto BREST como incinerador de residuos nucleares pasa a primer plano. Un paso identificado globalmente es la necesidad de reciclar americio y curio. El BREST tiene la capacidad de quemar estos isótopos y ayudar a transmutar el legado de desperdicios de los programas de reactores nucleares existentes. También se ha identificado la necesidad de extraer el radio-226 y el torio-230 para un tratamiento especial, ya que estos tienen una vida media muy larga. La mayoría de la masa restante podría consistir en uranio para posteriormente ser procesado.

Mientras que el BREST es ahora capaz de quemar el plutonio militar, el paso más demandante es usarlo como incinerador de residuos separados provenientes de un reactor convencional, debido al margen tan estrecho de criticidad. Un concepto que se podría utilizar es que los residuos se puedan transmutar separados del combustible (transmutación heterogénea) o en el combustible dentro de las barras (transmutación homogénea).

Capítulo 5: Metodología CASMO

Para la obtención de los resultados en este trabajo, se utilizó el código CASMO-4. Este código forma parte de CMS diseñado por la empresa Studsvik con base en Suecia e Inglaterra (el programa fue comprado por el ININ y lo pueden utilizar sus miembros y/o estudiantes), para realizar el análisis de los ciclos de combustible en plantas nucleoelectricas que poseen reactores de agua BWR o PWR. El CMS contiene una estructura con los siguientes códigos: INTERPIN-3, CASMO-4, CMSLINK, SIMULATE-3, SIMULATE-3K y CMSVIEW. Debido al rango de acción de este trabajo, solo se utilizó INTERPIN-3, y CASMO-4.

- INTERPIN-3 realiza el cálculo de la temperatura del combustible cuando el reactor opera en estado estacionario. Modela sólo una barra de combustible 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.

Los otros programas del CMS sirven para modelar el comportamiento del núcleo completo, lo cual sale del alcance de este trabajo. Debido a esto no se explicara nada de los y se hará un énfasis en los programas utilizados en éste.

5.1 Casmo 4

CASMO-4 es un código de multigrupos basado en la teoría de transporte de neutrones en dos dimensiones y es utilizado para realizar cálculos del quemado de combustible nuclear en ensambles de combustible para reactores tipo BWR o PWR. El código maneja una geometría que consiste en barras de combustible cilíndricas con distinta composición en un arreglo cuadrado, tomando en consideración barras de combustible que contienen gadolinio (veneno quemable), barras de control tipo clúster, canales de instrumentación dentro del núcleo, gaps de agua, y barras de control cruciformes en las regiones de separación entre los ensambles de combustible.

CASMO-4 incorpora el agotamiento de absorbedores quemables como gadolinio, dentro del cálculo principal y usa un modelo heterogéneo para el cálculo de transporte en dos dimensiones.

5.2 Características de CASMO-4:

- La solución de la ecuación de transporte en dos dimensiones que realiza CASMO-4, toma como método matemático el Método de las Características y lo lleva a cabo mediante una serie de diferentes estructuras de grupos de energía. Los datos nucleares que necesita CASMO-4 para realizar el cálculo del quemado de combustible están contenidos en una biblioteca que contiene secciones eficaces microscópicas sobre 70 grupos de energía. Cubriendo el intervalo de energía de neutrones desde 0 hasta 10 MeV.

- En el archivo de entrada para CASMO-4 se pueden distribuir haces de barras de combustible no simétricos. Sin embargo; cómo la mayoría de los haces de barras de combustible dentro de un ensamble de combustible son simétricas, es posible tomar ventaja de esta simetría y realizar los cálculos sobre la mitad, un cuarto o un octavo de la simetría.
- Las barras de control (sólo para ensambles de combustible para un PWR) o barras de agua cubren posiciones 1x1, 2x2, 3x3 de barras de combustible que son permitidas en la distribución dentro del ensamble. Las secciones eficaces de resonancia efectiva son calculadas individualmente para cada barra de combustible.
- El quemado del combustible es calculado para cada barra de combustible y para cada barra con veneno quemable. Para realizar este cálculo el código usa una aproximación mediante el método corrector-predicor que reduce en gran medida el número de pasos de quemado necesarios para una precisión dada. Esto es particularmente importante cuando las barras con veneno quemable son incluidas.
- La salida de CASMO-4 está diseñada para ser flexible y genera secciones eficaces de algunos grupos (secciones macroscópicas y secciones microscópicas) y razones de reacción para cualquier región del ensamble. Además, CASMO-4 genera un archivo imagen para vincular programas basados sobre la teoría de difusión (por ejemplo SIMULATE-3) y realizar un análisis completo del núcleo.
- El usuario puede especificar las estructuras de grupos y regiones para las cuales se desea conocer la salida de CASMO-4. Los cálculos del reflector son fáciles de realizar y los factores de discontinuidad son calculados en las fronteras del ensamble y para las regiones del reflector.
- El cálculo sobre una celda de control (2X2) para reactores BWR y PWR, es fácil de realizar y se usa la misma metodología de la teoría de transporte de neutrones (con el Método de las Características) como en los cálculos de un ensamble de combustible único.
- CASMO-4 también puede realizar el cálculo sobre el transporte de gamas para 18 grupos si este es requerido.
- CASMO-4 es un código que tiene un uso orientado a los datos de entrada. Los valores predeterminados están disponibles para muchas cantidades de entrada y los datos nucleares (secciones eficaces) son automáticamente leídos de la biblioteca. Ensamblados complicados pueden ser modelados con sólo unas pocas tarjetas básicas de entrada.
- Los datos de entrada y las densidades de número pueden ser guardados en un archivo de reinicio en cada paso de quemado para ser usado en un cálculo posterior, es decir, cálculos de coeficientes a diferentes exposiciones.
- CASMO-4 está escrito completamente en FORTRAN 77 y se ejecuta en sistemas operativos tales como: UNIX y LINUX.

5.3 Metodología de CASMO-4

El grupo de secciones eficaces macroscópicas se preparan para los siguientes cálculos del grupo micro. La biblioteca de parámetros nucleares para 70 grupos de energía es una parte integrada del sistema del código y las secciones eficaces macroscópicas son directamente calculadas de los datos proporcionados por el usuario en el archivo de entrada.

Las secciones eficaces en la región de resonancia son calculadas usando un teorema de equivalencia que relaciona a las integrales tabuladas de resonancia efectiva para cada absorbedor en cada grupo de resonancia para el problema heterogéneo en particular. La expresión de equivalencia es derivada de aproximaciones para la probabilidad de colisión del combustible mismo. Las integrales de resonancia obtenidas del teorema de equivalencia son usadas para calcular las secciones eficaces de absorción y de fisión. El efecto sombra entre las diferentes barras es tomado en cuenta a través del uso del factor Dancoff que es calculado internamente por CASMO-4.

La región de resonancia está definida entre 4 eV y 9118 eV. Absorción por encima de 9118 eV se supone que es sin blindaje. La resonancia del Pu-240 en 1 eV y resonancias de baja energía en plutonio y otros nucleídos, están adecuadamente cubiertas por la concentración de grupos térmicos alrededor de estas resonancias y por consiguiente son excluidos del tratamiento especial de resonancia.

Las secciones eficaces preparadas son usadas en una serie de probabilidades de colisión para el cálculo del grupo micro, para obtener el espectro detallado de energía del neutrón en 70 grupos de energía usados para la energía de condensación de las secciones eficaces.

El cálculo para el grupo micro es bastante rápido y es repetido para cada tipo de barra en el ensamble, de modo que el espectro individual es obtenido para cada tipo de barra. Es decir, barras que contienen combustible con diferente enriquecimiento. Para proporcionar el espectro del grupo micro para la condensación de una celda de barra absorbente, un cálculo del grupo micro es llevado a cabo para la barra absorbente rodeada por refrigerante y una región homogeneizada que representa las barras de combustible que están rodeadas. El mismo procedimiento es usado para determinar el espectro del grupo micro para espacios de agua dentro del ensamble.

Un cálculo para el grupo macro en 2D sobre 40 grupos de energía (predeterminado) es realizado para todo el arreglo usando celdas de barras homogeneizadas. La solución de este cálculo, da un espectro de neutrones para la condensación final de energía de secciones eficaces para usar en el cálculo de transporte en dos dimensiones.

Los datos generados en pasos anteriores constituye la entrada para heterogeneidad, características en dos dimensiones basadas en el cálculo del transporte, normalmente es realizado en 8 grupos de energía, que da el eigenvalor y la distribución de flujo asociado.

Un modo fundamental de cálculo en bucles (repetición de un ciclo) es usado para modificar los resultados obtenidos del cálculo de transporte para incluir efectos de fuga.

El quemado isotópico como una función de irradiación es calculado para cada barra de combustible y para cada región que contenga un absorbedor quemable. Diez anillos radiales son típicamente usados para el quemado de gadolinio dentro de una pastilla.

El cálculo del quemado se realiza usando una aproximación corrector-predicor. Para cada paso de quemado, el quemado es calculado dos veces, la primera usando el espectro al inicio del paso, y después un cálculo del nuevo espectro, usando el espectro al final del paso. El promedio de las

densidades de número de estos dos cálculos es entonces usado como valor de inicio para el siguiente paso de quemado.

CASMO-4 tiene una salida flexible. Es decir, el eigenvalor, la distribución de potencia, la rapidez de reacción y los parámetros de algunos grupos para cualquier región del ensamble son registrados para su uso en cálculos del núcleo. La salida también contiene factores de discontinuidad del flujo para interfaces del arreglo y regiones del reflector. Estos factores de discontinuidad pueden ser usados por SIMULATE en la teoría de difusión para grupos con el fin de preservar la corriente neta calculada por CASMO-4 en la solución de transporte de multigrupos.

Los cálculos de segmentos 2x2 (llamados celdas de control) son realizados por lazos a través de los varios módulos (cálculos de resonancia, cálculos del grupo micro, cálculos del grupo macro, etc.) para cada segmento y combinando toda la configuración 2x2 en el cálculo de transporte en dos dimensiones.

Los datos para el reflector, incluyendo los datos para homogeneizar el deflector/agua son generados con precisión por un cálculo bidimensional modelando un segmento más el reflector en uno lado. La precisión del modelo del reflector es un resultado del cálculo de los factores de discontinuidad para el reflector.

CASMO-4 también contiene un módulo que calcula las fuentes gama inmediatas y retardadas y las resuelve para los 18 grupos el problema de transporte gama en 2D de tal manera que la respuesta del detector gama puede ser calculada.^[12]

5.4 Calculo de quemado

El cálculo del quemado se realiza en dos pasos. En el transcurso del tiempo t_{n-1} a t_n un paso llamado “predictor” toma su lugar usando flujos obtenidos del cálculo neutrónico en el tiempo t_{n-1} . El paso “predictor” provee densidades de partículas predichas para el tiempo t_n . Las secciones eficaces después son actualizadas y un cálculo con el nuevo espectro da flujos para ser usados en un paso llamado “corrector”, después del cual densidades finales en t_n son dadas por el valor promedio de los resultados arrojados por los pasos “predictor” y “corrector”. El cálculo secuencial en el esquema predictor-corrector es ilustrado en la figura 5.1.

CASMO paso de quemado	Exposición			
	E_{n-1}	E_n	E_{n+1}	E_{n+2}
n		Φ_n $N_{n-1} \xrightarrow{(\Phi_n)} N_n(c)$ N_n $N_n \xrightarrow{(\Phi_n)} N_{n+1}(p)$		
n+1			Φ_{n+1} $N_n \xrightarrow{(\Phi_{n+1})} N_{n+1}(c)$ N_{n+1} $N_{n+1} \xrightarrow{(\Phi_{n+1})} N_{n+2}(p)$	

Figura 5.1: Paso de quemado para CASMO.

N = Densidad de partículas

Φ = Flujos

σ = Secciones eficaces

$$\Delta t_n = t_n - t_{n-1}$$

$$N_n(p) = N_{n-1} \exp(-\sigma_{n-1} \Delta t_n)$$

$$N_n(c) = N_{n-1} \exp(-\sigma_n \Delta t_n)$$

$$N_n = \frac{N_n(c) + N_n(p)}{2}$$

Los cálculos de quemado que son mostrados en los subcapítulos 5.5 - 5.10 son idénticos para el paso "predicador" y el paso "corrector". Sólo los parámetros de entrada (siendo $N(t_{n-1})$, $\Phi(t_{n-1})$ y el grupo de secciones eficaces usado por $\sigma(t_{n-1})$ en el paso predictor, y $N(t_n)$, $\Phi(t_n)$ y $\sigma(t_n)$ en el paso corrector) difieren entre los dos pasos. El quemado isotópico es calculado por separado en cada celda de combustible y en cada de región BA (burnable absorber).

5.5 Densidad de partículas inicial para el Xenón

CASMO tiene una opción para estimar la densidad de partículas en equilibrio N_{Xe} cuando no ha empezado el quemado.

N_{Xe} es estimada como sigue. Primero, las tasas de fisión son determinados por

$$I_{f,m} = \sum_{\sigma} \sigma_{f,m,g} \Phi_{Xe,g} \quad (1)$$

donde $\Phi_{Xe,g}$ es un espectro típico para los reactores de agua ligera y es leído de una biblioteca, g se refiere a un grupo de energía específico. Una constante de normalización C_i para cada celda es calculada de modo que

$$C_i \sum_m N_{i,m} I_{f,m} = \frac{BUR' \cdot \rho_i}{\bar{k}}$$

i =regiones en el combustible, m =nucleídos físi les, BUR' =densidad de energía promedio (W/g combustible), \bar{k} es puesto igual a 0.324×10^{-10} Ws/fisión.

Pongamos

$$I_{f,i,m} = C_i I_{f,m}$$

$$I_{a,Xe,i} = C_i \sum_g \sigma_{a,Xe,g} \Phi_{Xe,g} \quad (2)$$

y

$$N_{Xe,i} = \frac{\sum_m N_{i,m} I_{f,i,m} Y_{Xe,m}}{I_{a,Xe,i} + \lambda_{Xe} \cdot 10^{24}}$$

$Y_{Xe,m}$ es la producción de Xe debido al nucleído m .

El factor 10^{24} es incluido porque todas las densidades de partículas son reducidas por un factor de 10^{-24} dentro del programa y las secciones eficaces microscópicas en la biblioteca son dadas en barns.

Después de los cálculos del grupo micro han sido hechas, nuevas densidades de partículas para el Xenón son estimadas usando el espectro del combustible $\Phi_{i,g}$ del cálculo del grupo micro en lugar

de $\Phi_{Xe,g}$. Eso quiere decir que $\Phi_{Xe,g}$ es remplazado por $\Phi_{i,g}$ en las ecuaciones 1 y 2. Finalmente, las secciones eficaces macroscópicas de absorción para las regiones del combustible son recalculadas usando el nuevo $N_{Xe,i}$. [13]

5.6 El factor de normalización de potencia.

Los flujos Φ obtenidos del cálculo de transporte neutrónico son normalizados de manera que la fuente total en la celda es igual a la unidad. Antes del quemado los flujos son renormalizados de tal modo que la densidad de potencia es igual al parámetro de entrada BUR'.

El paso de tiempo en segundos esta dado por

$$\Delta t_n = \frac{BU}{BUR' \sum_{i \in fuel} V_i \rho_i}$$

$$BU = 86400 \sum_{i \in fuel} V_i \rho_i H_i \Delta E_n$$

donde BU es el paso de quemado expresado in Ws por cm de la celda, ΔE_n es el quemado en MWd/tU, i.e. MWd por tonelada métrica de nucleído pesado y BUR' es la densidad de potencia en W/g(de combustible), V es el volumen de combustible correspondiente

$$H_i = 1 - \sum_{m'} \frac{w_{i,m'}}{100}$$

$w_{i,m'}$ es el peso en % del nucleído m' en la región del combustible i , y la suma es tomada sobre todos los nucleídos que no son quemados.

El factor de normalización de potencia f_p es ahora determinado iterativamente por

$$\sum_{i \in combus} V_i \sum_m \kappa_m \int_t^{t+\Delta t} I_{f,m,i} N_{m,i}(t') dt' = BU \quad (5.6.1)$$

donde κ_m es la energía liberada por fisión del nucleído m

$$I_{f,m,i} = \sum_g \sigma_{f,m,i,g} \Phi_{i,g} \Delta t$$

es considerado ser independiente del tiempo durante un paso de quemado y la integral

$\int N_m(t) dt$ es obtenida integrando la ecuación 5.6.1 durante un paso de tiempo, $\Phi_{i,g}$ es definido como

$$\Phi_{i,g} = \Phi_{k,h} V_k \frac{\Phi'_{i,g}}{\sum_{i \in k} V_i \sum_{g \in h} \Phi'_{i,g}}$$

i= región micro, g= grupo micro, h= grupo macro, k=región macro, $\Phi_{k,h}$ = flujo del grupo macro en la región k y $\Phi'_{i,g}$ son los flujos provenientes del cálculo del grupo micro.^[13]

5.7 Las ecuaciones diferenciales lineales.

La densidades de partículas dependientes del tiempo son determinadas por una solución del las ecuaciones de quemado de primer orden para las cadenas de decaimiento linealizadas.

La ecuación de balance para el nucleído m es

$$\frac{dN_m(t)}{dt} = -\sigma_m N_m(t) + \gamma_{m-1} N_{m-1}(t) + F_m, \quad (5.7.1)$$

donde

$$\sigma_m = I_{a,m} + \lambda_m \quad \text{tasa de eliminación}$$

$$\gamma_{m-1} = I_{a,m-1} - I_{f,m-1} \quad \text{tasa de producción de m debido a la captura por m-1}$$

$$\gamma_{m-1} = \lambda_{m-1} \quad \text{tasa de producción de m debido al decaimiento de m-1}$$

$$F_m = \sum_{m'} Y_{m,m'} I_{f,m'} \int_t^{t+\Delta t} \frac{N_m(t') dt'}{\Delta t} \quad \text{Producción total de fisión}$$

σ , γ y F son consideradas independientes del tiempo durante un paso de quemado y usando notación de vectores tenemos la solución de (5.7.1)

$$N(t+\Delta t) = e^{A\Delta t} [N(t) + A^{-1}F] - A^{-1}F$$

donde

$$N = (N_1, N_2, N_3, \dots, N_n)$$

$$F = (F_1, F_2, F_3, \dots, F_n)$$

$$A = \begin{bmatrix} -\sigma_1 & 0 & 0 & \cdot & 0 \\ 0 & \gamma_1 - \sigma_2 & 0 & \cdot & 0 \\ 0 & 0 & \gamma_2 - \sigma_3 & \cdot & 0 \\ \cdot & \cdot & \cdot & \cdot & \cdot \\ 0 & 0 & 0 & \cdot & \gamma_{n-1} - \sigma_n \end{bmatrix}$$

Existe una matriz L de manera que

$$L^{-1} A L = D$$

donde

$$D = \text{diag} (-\sigma_1, -\sigma_2, \dots, -\sigma_n)$$

con

$$e^{A\Delta t} = e^{L D L^{-1} \Delta t} = L e^{D \Delta t} L^{-1}$$

$$A^{-1} = L D^{-1} L^{-1}$$

Con esto obtenemos

$$N(t+\Delta t) = L e^{D\Delta t} L^{-1} [N(t) + L D^{-1} L^{-1} F] - L D^{-1} L^{-1} F \quad [13]$$

5.8 Nucleídos pesados.

Las cadenas lineales de quemado para núcleos pesados son mostradas en anexo 1.

La tasa de producción del nucleído m debido a la captura del predecesor m-1 es determinada por

$$\begin{aligned} \gamma_{m-1} &= I_{a,m-1} - I_{f,m-1} \\ &= \sum_g (\sigma_{a,m-1,g}^{lib} - \sigma_{f,m-1,g}^{lib}) \Phi_g f_p \end{aligned} \quad (5.8.1)$$

σ_a^{lib} y σ_f^{lib} son las secciones eficaces tabuladas en la biblioteca, secciones eficaces para reacciones (n, 2n) no son mostradas en la biblioteca pero este tipo de reacciones son tomadas en cuenta reduciendo la sección eficaz de absorción de manera que

$$\sigma_{a,g}^{lib} = \sigma_{c,g} + \sigma_{f,g} - \sigma_{(n,2n),g}$$

Con objeto de encontrar las tasas de reacción (n, 2n) hacemos uso de que $\sigma_{(n,2n)}$ es diferente de 0 solo en el grupo de energía 1 y que $\sigma_{n,s}$ es despreciable en este grupo. Por lo tanto, $\sigma_{(n,2n)}$ puede ser determinada por

$$\sigma_{(n,2n),1} = \sigma_{f,1}^{lib} - \sigma_{a,1}^{lib}$$

Para nucleídos con reacciones (n, 2n), la ecuación 5.8.1 es remplazada por

$$\gamma_{m-1} = I_{a,m-1} - I_{f,m-1} + \sigma_{(n,2n),1} \Phi_1 f_p$$

Las cadenas de nucleídos pesados son mostradas en el apéndice 1.

Cabe mencionar que el Am^{242} tiene una vida media de 16h y no es explícitamente modelado, pero es mostrado en las cadenas. Los paréntesis significan la fracción que se transforma en el sucesor.

$\delta=0.89$ es la fracción de Am^{241} que captura y es transformada en Am^{242} . $\epsilon=0.16$ es la fracción de Am^{242} que decae en Pu^{242} y $1-\epsilon$ decae en Cm^{242} .^[13]

5.9 Flujo, Fisiones integradas, etc.

El flujo (rápido) es calculado para cada micro región i y para cada celda:

$$\Phi_{f,i} = \sum_{g=I_{min}}^{I_{max}} \Phi_{i,g}$$

$$\Phi_{f,cell} = \sum_i \frac{V_i \Phi_{f,i}}{V_{cell}}$$

$$\mathbf{Flujo}_i = \Phi_{f,i} \cdot f_p \cdot \Delta t$$

$$\mathbf{Flujo}_{cell} = \Phi_{f,cell} \cdot f_p \cdot \Delta t$$

I_{max} y I_{min} son un grupo de límites dados por la tarjeta de entrada FFL

El número de fisiones integrado en diferentes nucleídos pesados es para cada paso de quemado calculados como

$$INTFISS_m = \sum_i V_i I_{f,i,m} \int_{t_{n-1}}^{t_n} N_{i,m}(t) dt$$

Valores aproximados para cada absorción integrada, v fisión y escapes son también calculados

$$INTABS = ABS_{cell} \cdot f_p \cdot \Delta t$$

$$INTNUFISS = NUFISS_{cell} \cdot f_p \cdot \Delta t$$

$$INTLEAK = LEAK_{cell} \cdot f_p \cdot \Delta t$$

ABS_{cell} , $NUFISS_{cell}$ y $LEAK_{cell}$ son cantidades integradas de la celda, las cuales son normalizadas de tal modo que $NUFISS_{cell}$ es igualado a la unidad.^[13]

5.10 Pasos predictor y corrector

El paso predictor n (entre t_{n-1} y t_n) es llevado a cabo como se describe en Secciones anteriores (5.5-5.9) y en la figura 5.1 usando Φ_{n-1} y σ_{n-1} para calcular las tasas de reacción. El cálculo del paso corrector es idéntico al del paso predictor pero las tasas de reacción son determinadas para el uso de Φ_n y σ_n . Las densidades de partículas finales que son usadas para el siguiente paso de quemado son dadas por el valor promedio dado por

$$N = \frac{1}{2}(N^{pred} + N^{corr})$$

Fisiones integradas, etc. son obtenidas en una manera equivalente

$$INTFISS = \frac{1}{2}(INTFISS^{pred} + INTFISS^{corr})$$

[13]

Capítulo 6: Descripción del Ensamble y Simulación de las Celdas de Combustible

6.1 Introducción

El objetivo de este trabajo es realizar un análisis del comportamiento de un reactor BWR para diferentes tipos de combustible y en especial para observar el comportamiento cuando se le suministra al reactor barras con actínidos menores producidos en un quemado de combustible anterior, es necesario simular cada una de las celdas de combustible y observar la variación que pueden presentar los parámetros nucleares de la celda. En este capítulo se muestra como realizar la simulación de las celdas de combustible de un ensamble de un BWR con 100 barras de combustible. Los códigos utilizados para el análisis en este trabajo son INTERPIN-3 y CASMO4. Cabe mencionar que la salida de CASMO4 puede ser utilizada por otros programas del CMS para poder así simular el comportamiento del núcleo completo.

6.2 Descripción general

La distribución del combustible nuclear dentro de un ensamble 10x10 consiste en arreglo de barras de combustible en un cuadrado de 10 barras por 10 barras. No todas las barras que contiene este ensamble son iguales ya que algunas contienen agua solamente y otras no tienen la misma longitud axial en el núcleo. La presencia de estas barras de agua como refrigerante mantiene una distribución más favorable en el flujo de neutrones, incrementando la reactividad y mejorando el quemado. Cada barra de combustible puede tener diferente concentración de combustible, esta variación del combustible se hace para tener un quemado más uniforme debido a que el flujo neutrónico no es igual para todas las barras. Un ejemplo de esto son las barras en las puntas del ensamble que tienen a su alrededor más agua que hace que los neutrones se reflejen. Por este motivo la concentración de combustible es menor. La figura 6.1 muestra la distribución de las barras en el ensamble 10x10.

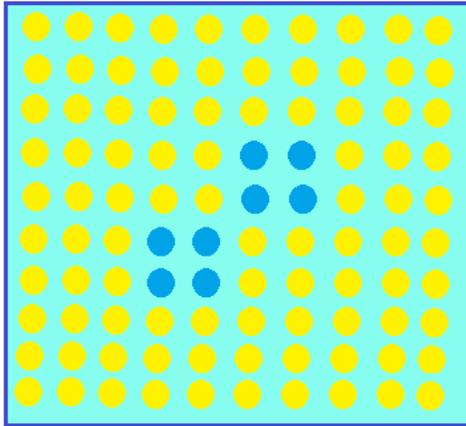


Figura 6.1: Arreglo de barras en el ensamblado.

Las barras de combustible son tubos cilíndricos que contienen pastillas de combustible cerámico. La figura 6.2 muestra un dibujo de un barra típica que contiene pastillas de UO_2 , las cuales son contenidas en un tubo de Zircaloy que es sellado por ambos extremos con Zircaloy y tapones. Durante la operación, la temperatura del combustible es considerablemente mayor que la del encamisado, causando que las pastillas se expandan. También se tiene una región de vacío en el combustible para acumular los gases producidos por la fisión, logrando así reducir la acumulación de presión en la barra cuando está sucediendo el quemado.

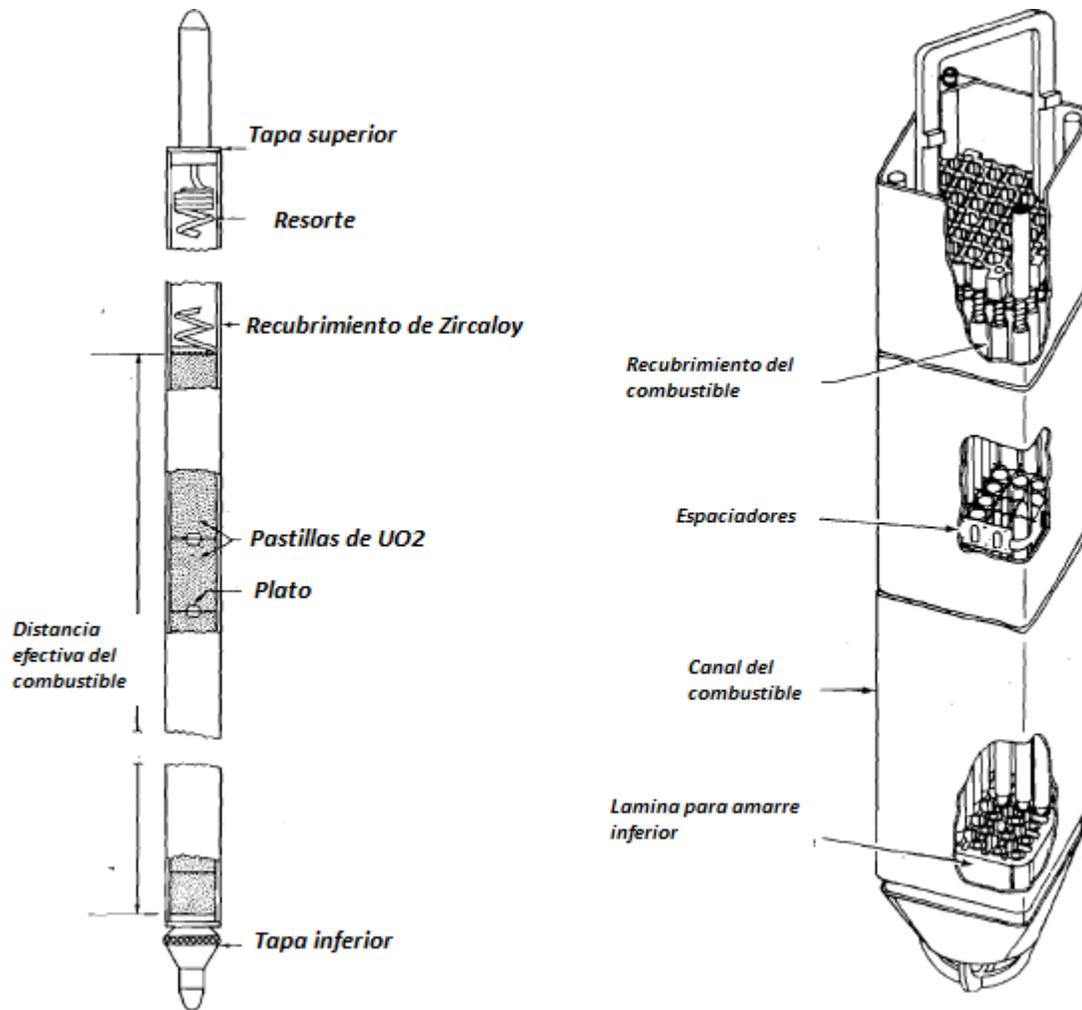


Figura 6.2: Barra y ensamble de un BWR.^[14]

Las pastillas de combustible pueden tener o no veneno quemable, en este trabajo sólo se usará el veneno quemable Gd_2O_3 . Las pastillas de combustible con veneno quemable se componen de una mezcla de UO_2 o una combinación de isótopos de Pu con Gd_2O_3 . La baja densidad en este tipo de pastillas se debe a la densidad menor de Gd_2O_3 . La composición química y la estabilidad dimensional son aproximadamente las mismas que sin veneno. Este veneno se usa para mejorar la distribución axial y radial del flujo neutrónico, así como también permite un mayor número de ensambles de combustible sin tener que colocar más barras de control en el núcleo y aumentar la duración del ciclo de quemado.

6.3 Simulación de las celdas de combustible

El CMS trabaja a base de un orden en sus programas. En este trabajo sólo se utilizaron dos programas, el primero de los ellos es INTERPIN-3, el cual sirve para modelar la barra de combustible con mayor enriquecimiento del ensamble y así conocer la temperatura del combustible con que el reactor va a operar. La salida de INTERPIN-3 arroja información necesaria para ejecutar el segundo programa llamado CASMO-4, el cual sirve para simular cada una de las celdas de combustible y obtener así las constantes de celdas (k_{∞} , wt%, ...). El análisis de la celda es esencial para una posterior simulación del núcleo completo. La salida de CASMO-4 puede ser leída por los programas consecuentes de el CMS para lograr un análisis completo del núcleo y así, dar una alternativa del suministro en las recargas posteriores.

Por cuestiones de cálculo del programa, el ensamble de combustible está dividido en 25 secciones axiales a las cuales se les llama nodos. Para darle un orden a estos nodos generalmente se les enumera de abajo hacia arriba. Al conjunto de nodos que comparten el mismo combustible y el mismo enriquecimiento se le llama celda de combustible. La composición puede ser muy variada. Por ejemplo, en este trabajo se simularon celdas con plutonio, uranio, veneno quemable y combinaciones entre ellos. Las celdas se usan para acotar la distribución de potencia en el núcleo del reactor.

6.4 Simulación con INTERPIN-3

Con ayuda de INTERPIN-3 se simuló la barra con mayor enriquecimiento en el ensamble. Este cálculo se hace para cada tipo de combustible utilizado; en este caso se usó como combustible uranio y MOX.

INTERPIN-3 se usa como el primer programa del CMS, y arroja un dato necesario (temperatura del combustible) para el cálculo de la celda realizado por CASMO-4.

El archivo de entrada de INTERPIN-3 necesita varios parámetros, algunos de ellos son datos geométricos de la barra, otros de mayor importancia son: La densidad de potencia nominal, la cual es calculada como la potencia térmica dividida por el peso total del combustible usado en el núcleo; la densidad del combustible $\rho_{(UO_2)} = 10.509 \text{ g/cm}^3$ y la densidad de las pastillas de uranio con veneno quemable Gadolinio $\rho_{(Gd_2O_3)} = 10.476$, de igual manera, para el combustible MOX. Otros parámetros necesarios son la temperatura del moderador igual a 560 K. Esta corresponde a una temperatura de saturación correspondiente a una presión en el sistema de 1035 psia, no se cambian estos últimos parámetros debido a que son del diseño. Cabe mencionar que estos últimos parámetros hacen variar la temperatura del combustible arrojada por INTERPIN-3.

6.5 Simulación con CASMO-4

El archivo de entrada para CASMO-4 tiene que ser hecho de tal manera que se tenga un orden en las tarjetas utilizadas. Cabe mencionar que este orden no es tan estricto pero algunas tarjetas sí tienen que preceder a otras para que se tenga el resultado deseado o para que el programa no

produzca errores a la hora de correr. Se necesitan varios parámetros de entrada, gran parte de ellos son parámetros totalmente geométricos como pueden ser el arreglo de las barras en el ensamble (tarjeta LPI), otros son parámetros de diseño como la temperatura del refrigerante y por supuesto la temperatura del combustible proporcionada por INTERPIN-3, algunos parámetros que se variaron en este trabajo para dar una visión más amplia sobre el reciclaje de actínidos en el reactor U1 de CNLV se refieren a las concentraciones del combustible en las barras, como también el tipo de combustible utilizado y de mayor importancia es el porcentaje del peso (w%) de actínidos puesto en las barras.

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.

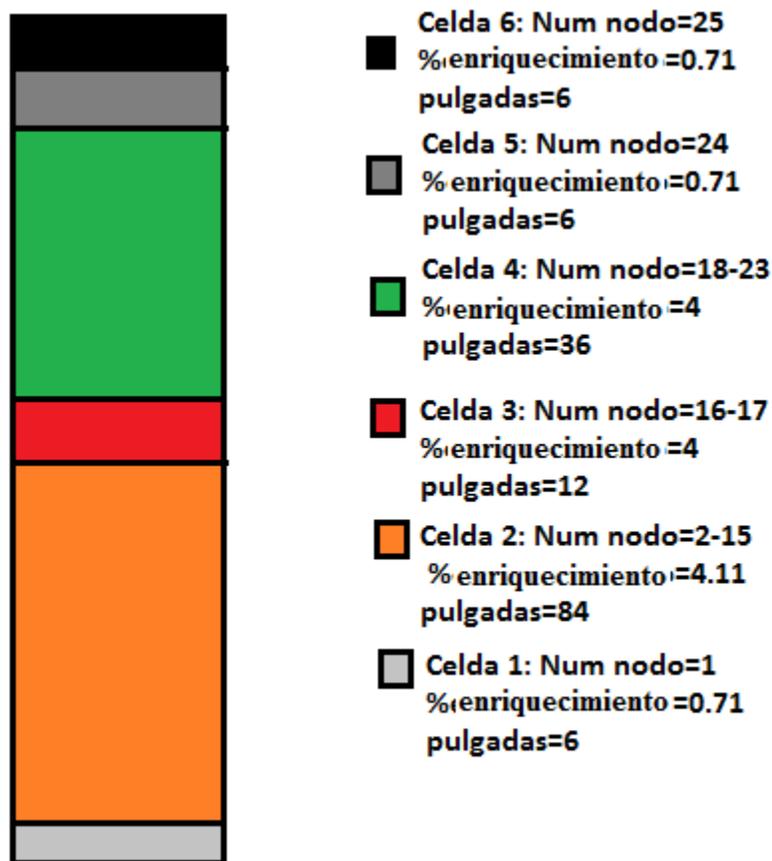


Figura 6.3: Distribución axial del combustible en una barra.

Como se puede apreciar, no todas las celdas tienen la misma cantidad de enriquecimiento, algunas aunque tengan la misma cantidad de enriquecimiento se diferencian por que la parte de la barra en la celda es diferente a la celda siguiente. Las cantidades de enriquecimiento explícitas de cada barra en la celda se mostrarán en el capítulo de resultados. Los enriquecimientos de la figura 6.3 son de Uranio, estos porcentajes cambian cuando se está usando MOX.

Capítulo 7: Resultados

En este trabajo se analizó la opción de una posible transmutación de actínidos dentro de un reactor nuclear del tipo BWR. Como se ha mencionado antes en este trabajo, los reactores nucleares de la Central Nuclear de Laguna Verde son del tipo BWR. Los cuales han generado combustible gastado que se tiene almacenado en las albercas en espera de una decisión para su almacenamiento definitivo o alguna otra alternativa existente.

En el supuesto de que el combustible gastado fuese reprocesado para separar actínidos y materiales útiles como el plutonio y uranio remanentes, se podría tomar estos actínidos y reintroducirlos en el mismo reactor que los produjo (reciclaje) y de esta manera reducir la radiotoxicidad del combustible gastado. La idea principal de este trabajo es evaluar mediante simulación numérica usando el CMS, la reducción de actínidos menores en el caso de ser reciclados en combustible fresco del tipo BWR.

Los actínidos fueron introducidos hipotéticamente (simulación numérica usando el CMS) en las pastillas de combustible a un 6% del peso, para después usar un quemado en el rango de 0-65 GWd/TM, con el fin de tener un mejor panorama de cómo se comportan este 6% de actínidos y obtener la mejor opción para una reducción máxima de actínidos. Se realizaron varios casos en este trabajo, esto es, se usaron como combustibles; el UO_2 y MOX, como también se realizaron seis casos diferentes para ver el comportamiento de los actínidos para diferentes situaciones. La plataforma de cálculo CMS de Studsvick fue utilizada para analizar todos los casos.

7.1 Combustible nuclear gastado

En este trabajo se tomó como base el combustible que mayormente ha sido descargado de la Unidad 1 de la Central Nuclear Laguna Verde (CNLV-U1)

Tabla 7.1: Enriquecimiento promedio del combustible de la CNLV-U1.^[15]

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

De este tipo de combustible existen 336 ensambles en la ACNG (Alberca de Combustible Nuclear Gastado)^[15]. 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 en la barra son mostradas en la figura 6.3.

Para modelar el combustible, es necesario descomponerlo en celdas, ya que el combustible contiene diferentes concentraciones de materiales en su longitud axial y radial.

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 7.1: Celda UOX tipo 1.

La celda mostrada en la figura 7.1 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 tienen un arreglo simétrico de punta superior izquierda a la punta inferior derecha.

La figura 7.2 muestra la celda UOX tipo 2 con todas las 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 7.2: Celda UOX tipo 2.

La figura 7.3 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 7.3: Celda UOX tipo 3.

La celda tipo 4 (figura 7.4) muestra los enriquecimientos radiales, nótese que éstos como también las barras de gadolinio son iguales que para 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 7.4: Celda UOX tipo 4.

La figura 7.5 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 7.5: Celda UOX tipo 5.

Por último, la celda tipo 6 es mostrada en la figura 7.6, esta corresponde al último nodo y tiene puras concentraciones de uranio natural, también se puede 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 7.6: Celda UOX tipo 6.

7.2 Resultados de las celdas con Uranio

El anexo 3 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 el CMS. Se usaron 35 grupos de energía para el cálculo (valor predeterminado) y se comparó con los valores mostrados en el FBDR (Fuel Bundle Design Report).^[17] También se muestra en el anexo 3 la correspondiente diferencia porcentual por diez mil calculada de la siguiente manera:

$$Diferencia\ pcm = \frac{(Casm04 - FBDR)}{FBDR} * 10000$$

Aquí FBDR son los valores de k_{∞} mostrados en el documento FBDR, CASMO4 son los valores de k_{∞} obtenidos con el cálculo del código.

A continuación se mostrará el comportamiento de k_{∞} para cada tipo de celda, para diferentes valores de quemado y sus correspondientes valores del FBDR.

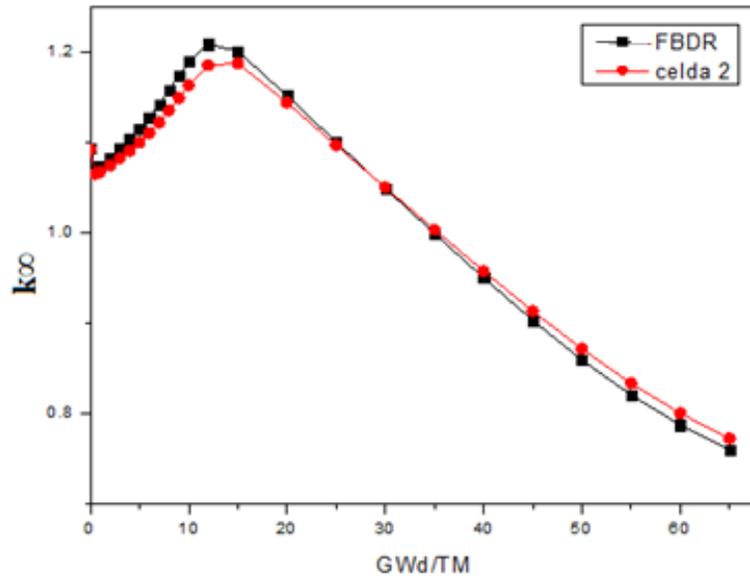


Figura 7.7: Valores de k_{∞} para la celda UOX-01 y los correspondientes del FBDR

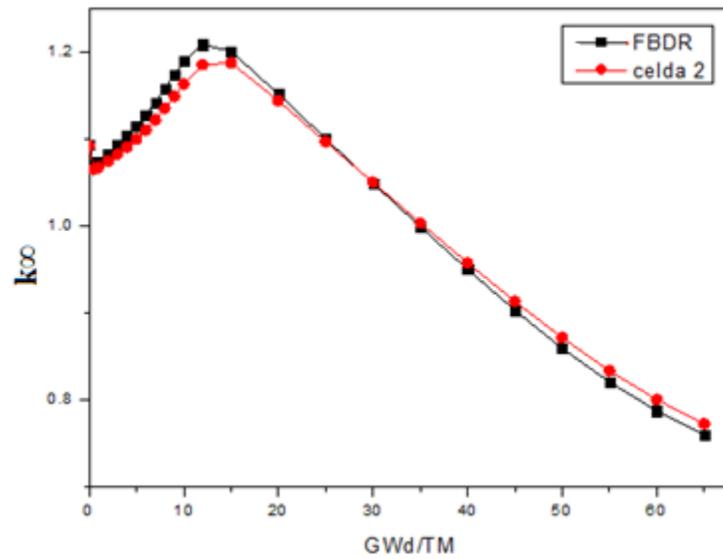


Figura 7.8: Valores de k_{∞} para la celda UOX-02 y los correspondientes del FBDR.

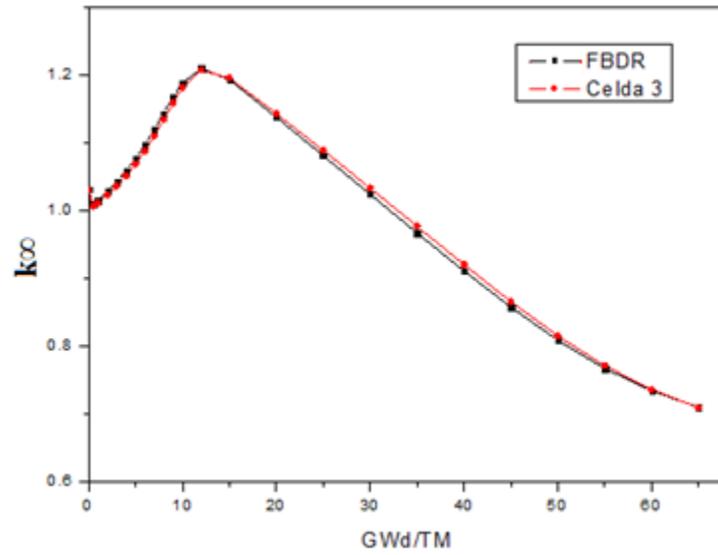


Figura 7.9: Valores de k_{∞} para la celda UOX-03 y los correspondientes del FBDR.

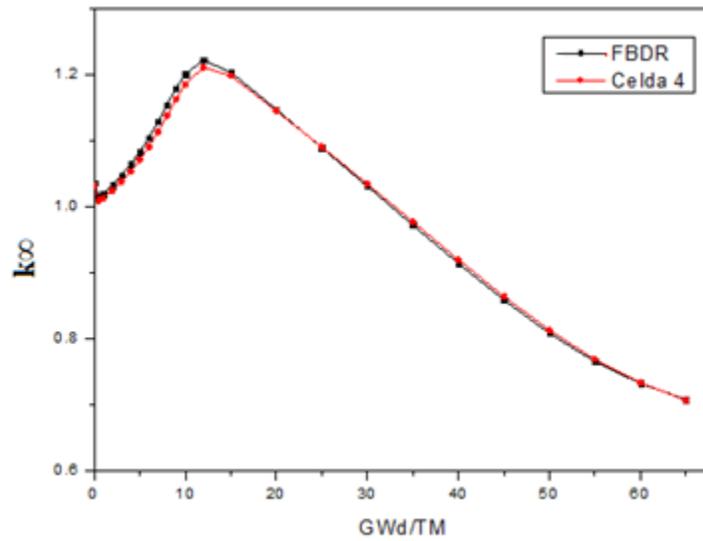


Figura 7.10: Valores de k_{∞} para la celda UOX-04 y los correspondientes del FBDR.

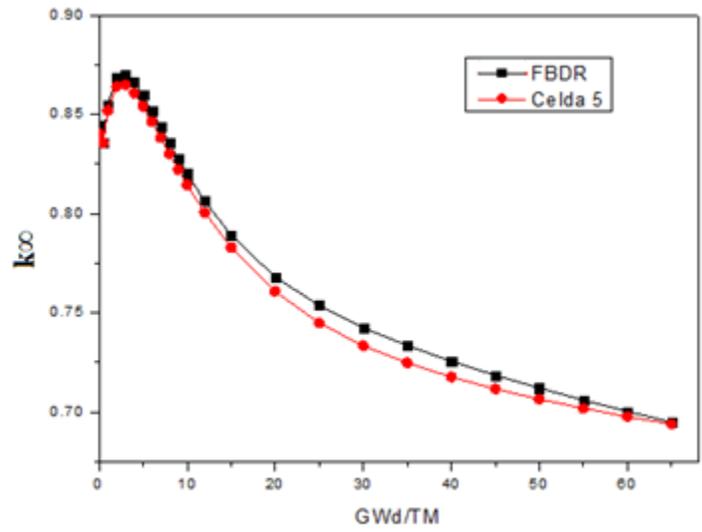


Figura 7.11: Valores de k_{∞} para la celda UOX-05 y los correspondientes del FBDR.

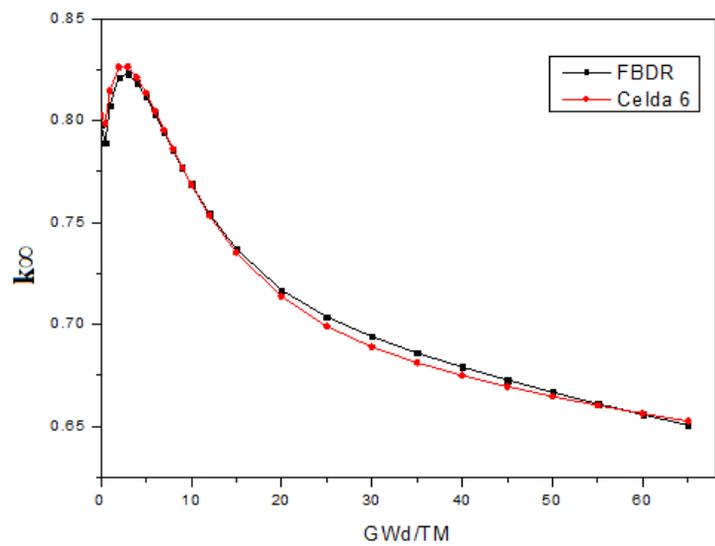


Figura 7.12: Valores de k_{∞} para la celda UOX-06 y los correspondientes del FBDR.

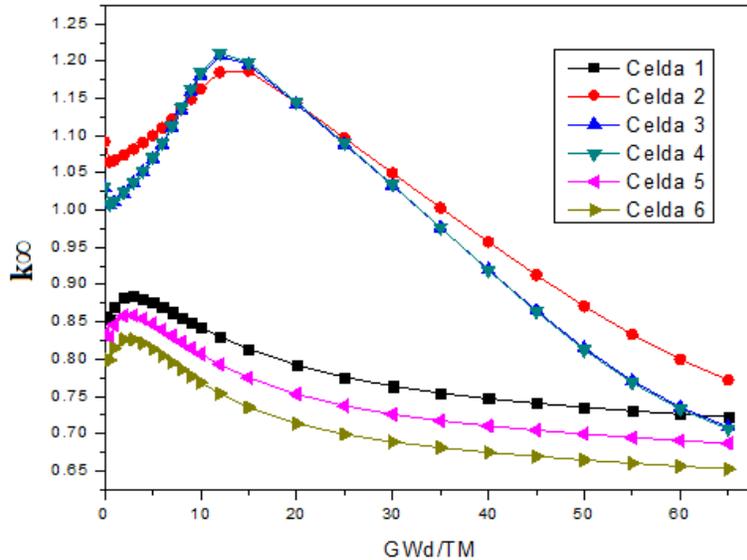


Figura 7.13: Valores de k_{∞} para las celdas UOX 1, 2, 3, 4, 5 y 6.

Es de notarse que los valores de k_{∞} son mayores en las celdas con mayor cantidad de combustible fisible. 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.

7.3 Combustible de Óxidos Mixtos (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 de 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.

El plutonio se obtiene del combustible de UO_2 irradiado en los reactores de potencia, la composición isotópica resultante de la descarga del reactor es función de varios factores, como son: el quemado (GWd/TM) que se maneje, el tipo de reactor, el tiempo que permanece dentro del reactor, el tiempo de almacenamiento después de la descarga, y la cantidad inicial de ^{235}U que le fue suministrada al reactor. 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 se utilizó un vector de plutonio denominado “de grado reactor”. Este tiene una concentración isotópica de plutonio fisible 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 7.2.

Tabla 7.2: 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 el reactor, lo que se logró como sigue: primero, se tomaron las concentraciones de uranio fértil en cada barra para ser escaladas por un factor de 1.8 en peso^[18], 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 fértil en la 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 fértil de 0.25%.

Para ser más explícitos, la relación entre el material fértil de uranio a plutonio es:

$$\text{Plutonio fértil} = ({}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}) = \text{Uranio fértil} ({}^{235}\text{U}) * 1.8 \quad 7.1$$

Con esta relación podemos obtener las cantidades de plutonio correspondientes a las de Uranio, estas cantidades se muestran a continuación en la tabla 7.3, junto con el correspondiente valor de ²³⁵U contenido en la matriz.

Tabla 7.3: Escalamiento de material fértil.

% ²³⁵ U	% Pu fértil (²³⁹ Pu y ²⁴¹ Pu)	% 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

Como se puede apreciar en la tabla anterior, las cantidades de uranio fértil disminuye conforme la concentración de plutonio aumenta, aunque si contribuye a la cantidad total de material fértil en la celda.

Se pueden utilizar tres tipos de uranio en la matriz. Una es la que pudiese provenir del combustible descargado del reactor si es reprocesado, la concentración de Uranio fértil es del orden

del natural pero contiene U^{236} que viene de la captura térmica del U^{235} . Este U^{236} es un veneno para los neutrones.

Otra opción es utilizar uranio natural, pero tomando esta opción se tiene que la cantidad total de material físil es afectada de manera significativa por el 0.71% del U^{235} natural.

Por último, tenemos el uranio de las colas de enriquecimiento. Este tiene la ventaja de ser más económico que las demás opciones, no tiene el problema del veneno Uranio 236 y no afecta en la cantidad total de material físil.

7.4 Celdas de combustible MOX

Para el caso del combustible MOX, se seleccionaron sólo las celdas que tienen combustible de Uranio diferente al natural, es decir las celdas 2, 3 y 4. Estas celdas son la que contienen una mayor concentración de material físil y las celdas con concentraciones naturales (1,5 y 6) funcionan como reflectores de la parte superior e inferior del núcleo del reactor. Las barras con Gadolinio tampoco fueron afectadas, y se mantuvo la distribución de éstas en el ensamble, para no afectar los parámetros del reactor.

Las celdas de combustible MOX son mostradas a continuación en las figuras 7.14, 7.15, 7.16. Cada celda tiene su equivalente con una de combustible de Uranio, la celda MOX tipo 2 tiene su equivalente con la celda tipo 2 de combustible de Uranio mostrada en la figura 7.14. Esta celda MOX tipo 2 muestra las concentraciones de plutonio físil ($^{239}Pu+^{241}Pu$) distribuidas radialmente, como también las barras de agua y las barras con Gadolinio.

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 7.14: Celda MOX-02.

De igual manera que la celda de uranio tipo 3 (figura 7.15) tenemos la celda MOX de tipo 3, con sus 14 posiciones sin material físil y sus barras con agua en el centro.

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	7.11	6.48	3.60	

Figura 7.15: Celda MOX-03.

La celda MOX tipo 4 (figura 7.16) tiene su equivalente con la celda de uranio tipo 4, de igual manera tiene 14 posiciones vacías, 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	7.11	6.48	3.60	

Figura 7.16: Celda MOX-04.

Las celdas MOX contienen tanto plutonio físil como uranio físil, en cada celda MOX por lo tanto se tiene una diferente concentración promedio de cada combustible y una concentración promedio total de combustible físil ($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu} + ^{235}\text{U}$). Nótese que las celdas MOX tipo 3 y 4 contienen

la misma concentración total de material físil total, así como también las mismas concentraciones de plutonio físil y de uranio físil debido a que sólo cambia en poner barras cortas por barras sin combustible. La concentración promedio se obtiene tomando en cuenta cada barra con su respectivo por ciento en peso de materia físil tanto plutonio como uranio. Esto sólo aplica para las barras que contengan combustible, incluyendo con Gadolinio. Las tablas 7.5, 7.6 muestran las concentraciones de plutonio físil y de uranio físil, así como también la concentración total de material físil presente en la celda.

Tabla 7.4: Concentraciones de material físil para la celda MOX-02

Tipo	Número de barras	% Pu físil (²³⁹ Pu y ²⁴¹ Pu)	% Pesado	²³⁵ U en la Matriz MOX	% Pesado
1	4	3.6	14.4	0.2369	0.9476
2	6	5.04	30.24	0.2317	1.3902
3	6	6.48	38.88	0.2265	1.359
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	0.218	2.616
G 4%	7			4.40	30.800
G 4%	2			3.95	7.900
G 5%	5			4.40	22.000
W	8				
Total	100		570.78		78.13
Promedios %		6.2041		0.8492	
Concentración promedio de material físil %		7.0534			

Tabla 7.5: Concentraciones de material físil para la celda MOX-03, MOX.04

Tipo	Número de barras	% Pu físil (²³⁹ Pu y ²⁴¹ Pu)	% Pesado	²³⁵ U en la Matriz MOX	% Pesado
1	4	3.6	14.4	0.2369	0.9476
2	6	5.04	30.24	0.2317	1.3902
3	6	6.48	38.88	0.2265	1.359
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	0.218	0.872
G 4%	7			4.40	30.800
G 4%	2			3.95	7.900
G 5%	5			4.40	22.000
W	8				
Total	86		452.7		75.0582
Promedios %		5.8038		0.9623	
Concentración promedio de material físil %		6.7661			

Como se puede observar en la tabla 7.4 la celda MOX tipo 2 tiene una concentración de plutonio físil de 6.2041 %, una concentración de uranio físil de 0.8492 y sumando las dos se tiene una concentración de material físil total de 7.0534%. Las celdas MOX tipo 3 y 4 tienen una concentración promedio de uranio físil de 0.9623%, una concentración de plutonio físil de 5.8038%, dando como resultado una concentración de material físil total de 6.7661%.

A continuación en las tablas 7.7 se muestra el comportamiento de k_{∞} a distintos pasos de quemado (0-65 GWd/MT) para cada celda MOX. El cálculo fue hecho con CASMO4 usando 70 grupos de energía.

Tabla 7.6: Valores de k_{∞} para las celdas MOX

GWd/TM	Celda MOX 2	Celda MOX 3	Celda MOX 4
0	1.1847	1.1753	1.1779
0.5	1.1651	1.1553	1.1577
1	1.1614	1.1517	1.1543
2	1.1561	1.1470	1.1497
3	1.1519	1.1438	1.1465
4	1.1482	1.1413	1.1441
5	1.1450	1.1391	1.1420
6	1.1419	1.1374	1.1402
7	1.1390	1.1356	1.1387
8	1.1364	1.1343	1.1373
9	1.1337	1.1330	1.1361
10	1.1312	1.1319	1.1352
12	1.1288	1.1302	1.1337
15	1.1200	1.1292	1.1331
20	1.1113	1.1311	1.1358
25	1.1045	1.1320	1.1368
30	1.0966	1.1226	1.1268
35	1.0825	1.1029	1.1064
40	1.0657	1.0782	1.0812
45	1.0452	1.0520	1.0548
50	1.0240	1.0262	1.0284
55	1.0027	1.0004	1.0023
60	0.9821	0.9748	0.9762
65	0.9620	0.9495	0.9504

En las figuras 7.17 se muestra el comportamiento de k_{∞} gráficamente para valores de quemado entre 0 y 65 MWd/TM para las celdas MOX-02, MOX-03 y MOX-04.

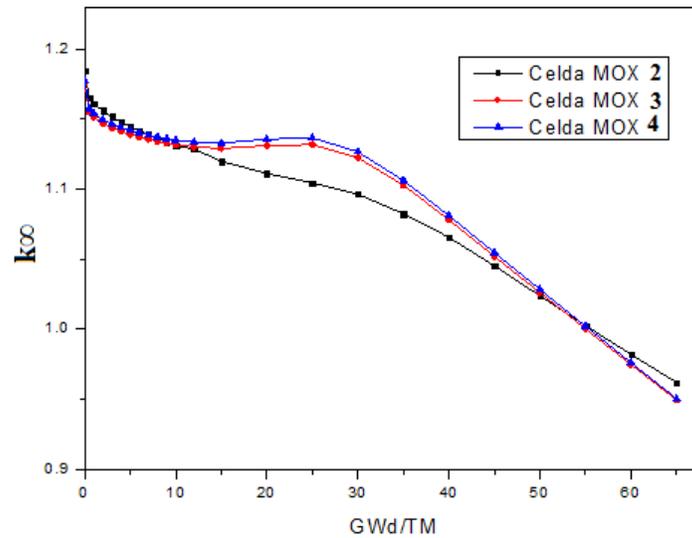


Figura 7.17: Valores de k_{∞} para las celdas MOX.

7.5 Reducción de actínidos:

El objetivo de la transmutación de actínidos provenientes del combustible gastado es la reducción en masa de los desperdicios de alto nivel que deben de ser almacenados en repositorios geológicos y el tiempo de vida de los desperdicios de alto nivel. Estos dos logros reducirían el número de repositorios necesarios, como también la duración de almacenamiento seguro.

La radiotoxicidad a corto término 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}Tc y ^{129}I , pero también ^{135}Cs , ^{93}Zr y otros) 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.

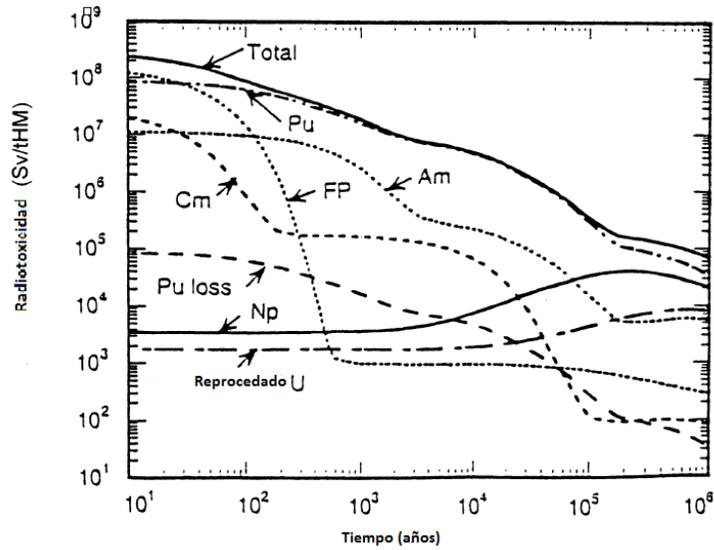


Figura 7.18: Radiotoxicidad de los actínidos y productos de fisión.^[2]

Los actínidos (AM) pueden ser introducidos al combustible nuclear como óxidos, aleaciones metálicas, y en forma heterogénea utilizando matrices inertes.

En el anexo 5 se encuentran los valores de las secciones eficaces microscópicas de fisión y captura neutrónica para energías térmicas del neutrón, como también sus vidas medias.

7.6 Celdas de Combustible con AM

Las 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 UO₂ 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 7.7.

Tabla 7.7: Actínidos presentes en el combustible gastado GE12 a un quemado de 48.391 GWd/TM

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 7.8.

Tabla 7.8: 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 ²³⁹Np debido a que su vida media es muy corta como lo muestra el anexo 4. Se usaron los diseños de las celdas axiales de uranio y MOX, mostrados en los apartados anteriores para que sean sustituidas cuatro barras de combustible por otras con 6% de AM (²⁴¹Am, ^{242m}Am, ²⁴²Cm, ²⁴³Cm, ²⁴⁴Cm y ²³⁷Np), con el fin de analizar el comportamiento de los AM en el proceso de quemado y así obtener su comportamiento.

La celda con uranio y MOX que contiene la más alta concentración de material físil es la celda 2, con un promedio de material físil de 4.11%. Para el caso de MOX su equivalente de la celda 2 de uranio es la celda 2 de MOX con una concentración de material físil de 7.05%. Es recomendable utilizar las celdas con mayor concentración de material físil para que al momento de introducir las barras con AM no sea afectada en gran manera la potencia del reactor, debido a que en los isótopos contenidos en AM hay algunos que no son físil. Tal es el caso de ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cm y ^{242m}Am.

A continuación en la figura 7.19 se muestra el mapa de la celda con las barras de AM. Estas están colocadas en las coordenadas B-3, C-2, H-10 y J-8. De igual manera que las celdas 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 o MOX según sea el caso.

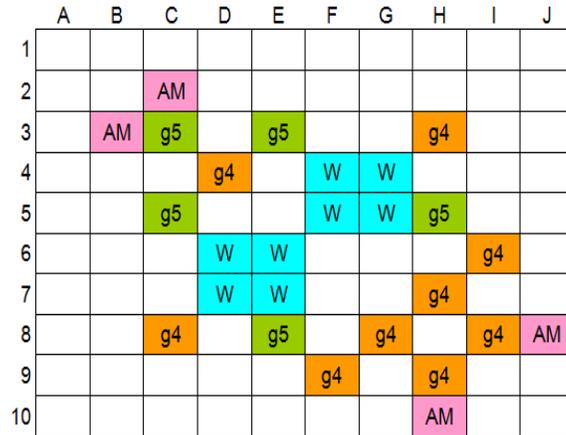


Figura 7.19: Localización en la celda de las barras con AM.

En este trabajo fueron estudiados 6 casos con AM, que son mostrados a continuación en la tabla 7.9.

Tabla 7.9 Barras conteniendo AM insertadas en la celda de cálculo

Caso	Barra	Celda	Matriz Barras c/AM	% Pu físil	% Pu total	% ²³⁵ U	% Utot	AM %
1	AMUOX-01	UOX-02	0.25% U-235	---	---	0.235	94	6
2	AMUOX-02	UOX-02	3.95% U-235	---	---	3.713	94	6
3	AMMOX-01	MOX-02	3.95% U-235	---	---	3.713	94	6
4	AMMOX-02	MOX-02	0.25% U-235	---	---	0.235	94	6
5	AMMOX-03	MOX-02	0.25% U-235	7.11	10.3043	0.2092	83.7	6
6	AMMOX-04	MOX-02	0.25% U-235	2.97	4.3044	0.2242	89.7	6

A continuación se describe cada uno de los casos:

1. Como se puede observar en tabla 7.9 se tienen seis casos: La barra AMUOX-01 tiene el propósito de mostrar la reducción de actínidos cuando tenemos el caso de que el 6% de AM se encuentra en una matriz de uranio empobrecido, cuatro barras AMUOX-01 son introducidas en la celda UOX-02.
2. La barra AMMOX-02 tiene el propósito de mostrar la reducción de actínidos cuando tenemos el caso de que el 6% de AM se encuentra en una matriz de uranio depletado

(misma composición que la celda AMUOX-01), cuatro barras AMMOX-02 son introducidas en la celda anfitrión MOX-02.

3. La barra AMUOX-03 tiene el propósito de mostrar la reducción de actínidos cuando tenemos el caso de que el 6% de AM es extraído al uranio total presente en la barra localizada en las coordenadas H-10 de la celda MOX-02 (7.11% de Pu físil), cuatro barras AMUOX-03 son introducidas en la celda anfitrión MOX-02.
4. La barra AMUOX-04 tiene el propósito de mostrar la reducción de actínidos cuando tenemos el caso de que el 6% de AM es extraído al plutonio total presente en la barra localizada en las coordenadas H-10 de la celda MOX-02 (7.11% de Pu físil), cuatro barras AMUOX-04 son introducidas en la celda anfitrión MOX-02.
5. La celda AMUOX-02 tiene el propósito de mostrar la reducción de actínidos cuando tenemos el caso de que partiendo de la concentración inicial de la barra localizada en las coordenadas H-10 de la celda UOX-02, se le cambian los porcentajes en peso del U^{235} y U^{238} de tal manera que den lugar al 6% de AM. Para ser más claros, se disminuye un 6% en peso a la concentración de U^{235} inicial (3.95%) dando como resultado una concentración de 3.713% de U^{235} y una concentración de 90.287% de U^{238} , nótese que con el 6% de AM se tiene la concentración total 100%.
6. Por último, la celda AMMOX-01 tiene la misma composición que la celda AMUOX-02 pero en este caso las 4 barras son colocadas en la celda MOX-02.

7.7 Resultados de las celdas con AM

El comportamiento de k_{∞} para los casos 1 y 2 es mostrado en la figura 7.20, para los casos 3, 4, 5 y 6 tenemos la figura 7.21. 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.

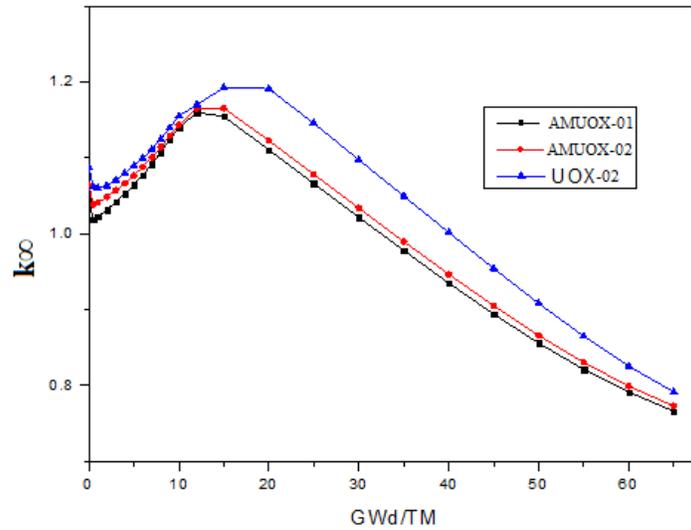


Figura 7.20: Valores de k_{∞} para las celdas AMUOX-01, AMUOX-02 y UOX-02.

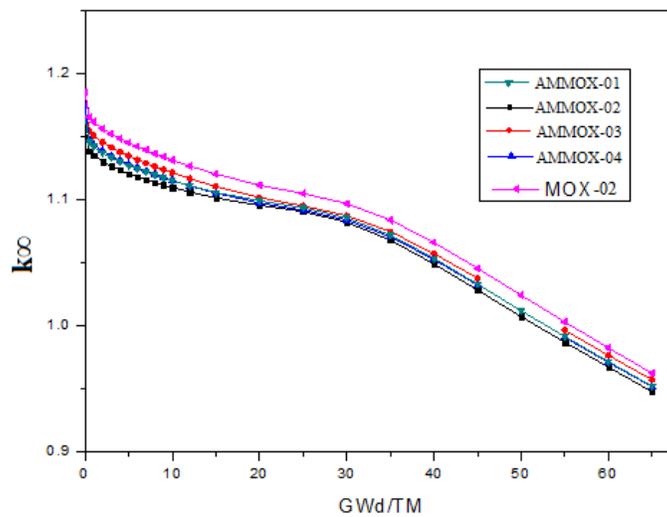


Figura 7.21: Valores de k_{∞} para las celdas AMMOX-01, AMMOX-02, AMMOX-03, AMMOX.04 y MOX-02.

Como se puede observar en la figura 7.21, 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 7.20 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 físil, causando así que los valores de k^∞ decrezcan.

Los valores de k^∞ dependen altamente de la cantidad de material físil presente en la celda debido a que se reduce la multiplicación de neutrones, esto se puede observar en la figura 7.21, 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 7.22.

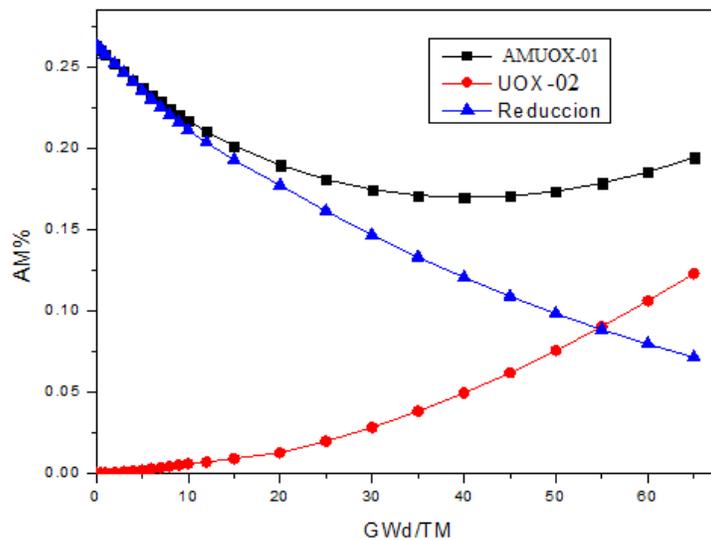


Figura 7.22: Reducción de AM para la celda AMUOX-01

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 7.10 y gráficamente en la figura 7.23.

Tabla 7.10: 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

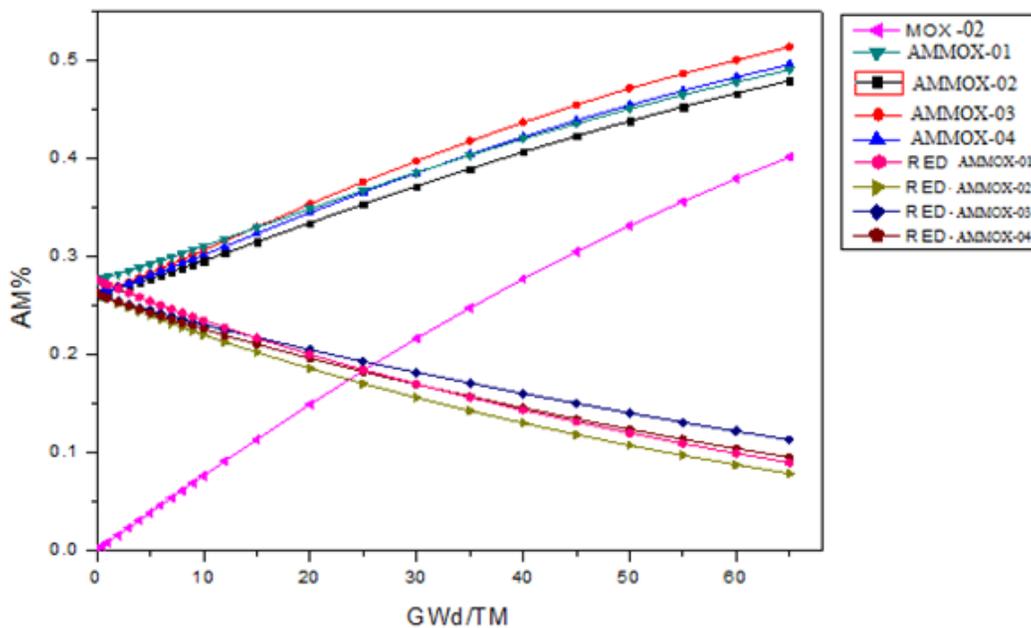


Figura 7.23: Reducción para las celdas AMMOX

Notemos que en las celdas con AM se tienen cuatro barras con AM. Cada una de estas tiene 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 AMUOX-01, siendo ésta la mayor reducción de todos los casos. Una disminución hasta 67.4gr para el conjunto de barras AMUOX-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 100 gr para el conjunto de barras AMMOX-02, siendo esta la

mayor disminución en el caso de las celdas con combustible MOX. Una disminución hasta 139 gr para el conjunto de barras AMMOX-03. Esta corresponde a la menor disminución de todos los casos. Por último, una reducción hasta 119 gr para las barras AMMOX-04. Todo esto se puede observar en la figura 7.24.

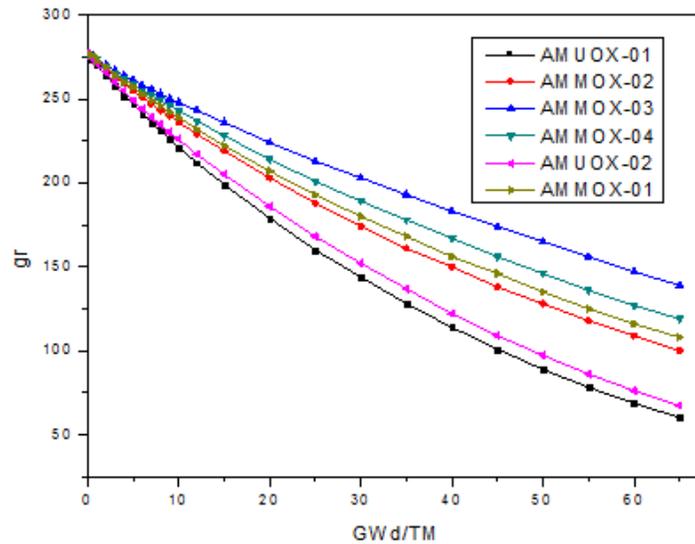


Figura 7.24: Masa de AM presente en las 4 barras conforme al quemado.

En los reactores BWR como los de la CNL, se tiene un quemado promedio de alrededor de 45 GWd/TM, utilizaremos este punto así como el de 65 GWd/TM para mostrar de forma general cuanta fue la reducción mostrada en este trabajo. Esto es mostrado en la tabla 7.11.

Tabla 7.11: 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.

Conclusiones:

En este trabajo se analizó la opción de una posible transmutación de actínidos dentro de un reactor nuclear del tipo BWR. Un ejemplo de este tipo de reactores son los reactores de la CNLV, los cuales usan el ciclo “through-out” es decir, su combustible gastado sale directo del reactor para ser almacenado en la ACNG (Alberca de Combustible Nuclear Gastado).

En el supuesto de que el combustible gastado fuese reprocesado para separar actínidos y materiales útiles como el plutonio y uranio remanentes, se podría tomar estos actínidos y reintroducirlos en el mismo reactor que los produjo (reciclaje) y de esta manera reducir la radiotoxicidad del combustible gastado. La idea principal de este trabajo fue evaluar mediante simulación numérica usando el CMS la reducción de actínidos menores en el caso de ser reciclados en combustible fresco de un reactor tipo BWR.

Para ubicar en un margen de error los cálculos obtenidos con el CMS, se realizaron corridas con CASMO4 tomando como base el combustible que mayormente ha sido descargado de CNLV-U1, es decir GE 12 10X10 barras, de este tipo de combustible existen 336 ensambles en la ACNG. Se encontró que para la celda UOX-01 mostrada en la figura 7.1, se tiene en promedio una diferencia entre los valores de k_{∞} de 791 pcm con respecto al FBDR, para la celda UOX-02 mostrada en la figura 7.2 se tiene en promedio una diferencia de 1160 pcm, para la celda UOX-03 mostrada en la figura 7.3 se tiene en promedio una diferencia de 579 pcm, para la celda UOX-04 mostrada en la figura 7.4 se tiene en promedio una diferencia de 720 pcm, para la celda UOX-05 mostrada en la figura 7.5 se tiene en promedio una diferencia de 693 pcm y para la celda UOX-06 mostrada en la figura 7.6 se tiene en promedio una diferencia de 393 pcm. Estas diferencias entre los cálculos con CASMO4 y el FBDR son aceptables, lo que se puede ver gráficamente en la figuras 7.7-7.12 ya que las líneas se comportan de manera similar y están estrechamente separadas una de la otra. Por último, en la figura 7.13 se pueden observar los valores de k_{∞} para las seis celdas UOX y como estos valores dependen de la cantidad de material fisible, ya que los valores de k_{∞} para las celdas UOX-02, UOX-03 y UOX-04 están de manera significativa por encima de las demás celdas, como también la celda UOX-01 está por encima de las celdas UOX-05 y UOX-06, aunque estas últimas tres celdas tengan igual concentración promedio de 0.71% de U-235, pero la celda UOX-01 tiene más material fisible que las otras 2 porque no tiene barras cortas ni barras vacías.

En este trabajo se usó 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. El cambio de combustible de Uranio a MOX se realizó de tal manera que se mantuviera constante la densidad de potencia del reactor, usando la expresión 7.1. Con esto cada celda MOX tiene su homóloga con una celda UOX: la celda UOX-02 con la celda MOX-02, la celda UOX-03 con la celda MOX-03 y la celda UOX-04 con la celda MOX-04. Se obtuvo satisfactoriamente los valores de k_{∞} a distintos pasos de quemado (0-65 GWd/MT) para cada celda MOX. Estos se muestran gráficamente en la figura 7.17.

Respecto a la parte principal de este trabajo, es decir las celdas con AM se tiene que las 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 7.7, de aquí se partió para definir el vector de actínidos AM mostrado en la tabla 7.8. Una vez definido este vector AM se procedió a realizar simulaciones numéricas con los seis casos mostrados en la tabla 7.9.

Se obtuvieron satisfactoriamente los valores de k_{∞} para los seis casos, cabe mencionar que los valores de k_{∞} dependen también altamente de la cantidad de material fisible presente en la celda debido a que se reduce la multiplicación de neutrones, esto se puede observar en la figura 7.21, 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. También se observa que los valores de k_{∞} para las celdas que contienen AM son inferiores a la celda sin AM.

Se puede decir que el objetivo de este trabajo fue cumplido, debido a que se obtuvo: para la celda AMUOX-01 los valores de AM se reducen del punto inicial 0.2634% (0 GWd/TM) se reduce a 0.0712% (65 GWd/TM), esto se puede observar en la figura 7.22. Para las celdas AMMOX tenemos una reducción 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 7.10 y gráficamente en la figura 7.23.

Por último, si nos enfocamos en las cuatro barras con AM presentes en cada caso, tenemos que entre las cuatro barras se tienen 277 gr de AM. Se obtuvo una disminución hasta el 60.2gr para el conjunto de barras AMUOX-01, siendo ésta la mayor reducción de todos los casos. Una disminución hasta 67.4gr para el conjunto de barras AMUOX-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 mayor disminución en el caso de las celdas con combustible MOX. Una disminución hasta el 139 gr para el conjunto de barras AMMOX-03, esta corresponde a la menor disminución de todos los casos. Por último, se tuvo una reducción de hasta 119 gr para las barras AMMOX-04. Todo esto se puede observar en la figura 7.24.

Anexos

Anexo 1: Cadenas lineales de quemado para nucleídos pesados usados por Casmo 4.

1	U234 → U235 → U236 → Np237 → Pu238 → Pu239 →
2	U238(n,2n) → Np237 → Pu238 → Pu239 →
3	U238 → U239 → Np239 → Pu239 → Pu240 → Pu241 → Pu242 → Am243 → Cm244 → Cm245 → Cm246 →
4	U238 → U239 → Np239 → Pu239 → Pu240 → Pu241 → Am241 (δ) → Am242 (ε) → Pu242 → Am243 → Cm244 → Cm245 → Cm246 →
5	U238 → U239 → Np239 → Pu239 → Pu240 → Pu241 → Am241 (δ) → Am242 (1-ε) → Cm242 → Cm243 → Cm244 → Cm245 → Cm246 →
6	U238 → U239 → Np239 → Pu239 → Pu240 → Pu241 → Am241 (δ) → Am242 (1-ε) → Cm242 → Pu238 → Pu239 →
7	U238 → U239 → Np239 → Pu239 → Pu240 → Pu241 → Am241 (1-δ) → Am242m → Am243 → Cm244 → Cm245 → Cm246 →
8	Pu238 → U234 →
9	Pu239(n,2n) → Pu238 →
10	Am242m (0.5%) → Pu238 →
11	Am242m (99.5%) → Am242 (ε) → Pu240 →
12	Am242m (99.5%) → Am242 (1-ε) → Cm242 →
13	Cm243 → Pu239 →
14	Cm244 → Pu240 →

Anexo 2: productos de fisión usados por Casmo 4.

1	Kr83 →
2	Rh103 →
3	Rh105 →
4	Ag109 →
5	Xe131 →
6	Cs133 → Cs134 →
7	I135 → Xe135 → Cs135 →
8	Cs137 →
9	Ba140 → La140 →
10	Nd143 →

Anexo 3: Valores de k_{∞} para las celdas UOX.

Valores de k_{∞} para las celdas UOX.

GWd/TM	Celda 1		Diferencia pcm	Celda 2		Diferencia pcm
	FBDR	CASMO4		FBDR	CASMO4	
0	0.8697	0.8622	862	1.0936	1.0918	164
0.5	0.8618	0.8574	505	1.0701	1.0647	502
1	0.8816	0.8746	794	1.0731	1.0670	567
2	0.8957	0.8874	924	1.0826	1.0741	781
3	0.8977	0.8890	972	1.0927	1.0819	984
4	0.8945	0.8860	954	1.1033	1.0904	1169
5	0.8890	0.8809	911	1.1149	1.0997	1365
6	0.8825	0.8747	880	1.1278	1.1101	1569
7	0.8756	0.8681	851	1.1421	1.1218	1777
8	0.8685	0.8613	832	1.1577	1.1349	1970
9	0.8616	0.8546	816	1.1739	1.1490	2117
10	0.8550	0.8481	801	1.1890	1.1630	2189
12	0.8426	0.8360	777	1.2084	1.1851	1929
15	0.8265	0.8199	794	1.2007	1.1871	1134
20	0.8059	0.7985	916	1.1515	1.1438	667
25	0.7909	0.7822	1096	1.1000	1.0967	301
30	0.7788	0.7700	1135	1.0490	1.0498	78
35	0.7690	0.7606	1088	0.9987	1.0031	441
40	0.7605	0.7539	869	0.9497	0.9572	793
45	0.7530	0.7466	847	0.9027	0.9128	1116
50	0.7461	0.7412	651	0.8590	0.8711	1412
55	0.7397	0.7364	442	0.8199	0.8330	1600
60	0.7337	0.7321	218	0.7869	0.7997	1632
65	0.7280	0.7283	38	0.7599	0.7719	1580
		PROM	791		PROM	1160
		MAXIMA	1135		MAXIMA	2189

GWd/TM	Celda 3		Diferencia pcm	Celda 4		Diferencia pcm
	FBDR	CASMO4		FBDR	CASMO4	
0	1.0307	1.0301	61	1.0362	1.0319	414
0.5	1.0096	1.0065	311	1.0143	1.0081	614
1	1.0143	1.0108	345	1.0189	1.0124	636

2	1.0276	1.0226	489	1.0323	1.0242	784
3	1.0422	1.0360	596	1.0472	1.0377	907
4	1.0582	1.0510	678	1.0638	1.0530	1011
5	1.0760	1.0681	735	1.0825	1.0703	1127
6	1.0962	1.0877	774	1.1039	1.0902	1243
7	1.1188	1.1099	795	1.1281	1.1129	1347
8	1.1431	1.1342	780	1.1541	1.1376	1426
9	1.1671	1.1587	717	1.1793	1.1624	1436
10	1.1879	1.1809	585	1.2008	1.1847	1338
12	1.2092	1.2071	174	1.2216	1.2107	890
15	1.1929	1.1953	205	1.2032	1.1982	418
20	1.1376	1.1425	427	1.1470	1.1449	180
25	1.0809	1.0885	701	1.0891	1.0900	81
30	1.0238	1.0331	911	1.0306	1.0342	354
35	0.9666	0.9765	1020	0.9717	0.9768	525
40	0.9105	0.9199	1030	0.9137	0.9193	616
45	0.8571	0.8652	951	0.8582	0.8637	636
50	0.8083	0.8146	781	0.8078	0.8125	587
55	0.7666	0.7708	549	0.7649	0.7682	430
60	0.7339	0.7355	214	0.7319	0.7328	123
65	0.7093	0.7089	59	0.7075	0.7064	154
		PROM	579		PROM	720
		MAXIMA	1030		MAXIMA	1436

GWd/TM	Celda 5		Diferencia pcm	Celda 6		Diferencia pcm
	FBDR	CASMO4		FBDR	CASMO4	
0	0.8449	0.8404	537	0.7980	0.8028	596
0.5	0.8360	0.8356	49	0.7892	0.7988	1215
1	0.8551	0.8520	357	0.8075	0.8146	878
2	0.8688	0.8642	533	0.8215	0.8264	592
3	0.8704	0.8650	618	0.8232	0.8265	407
4	0.8663	0.8608	635	0.8188	0.8213	307
5	0.8597	0.8542	639	0.8117	0.8136	239
6	0.8520	0.8465	642	0.8033	0.8047	177
7	0.8438	0.8384	645	0.7945	0.7954	120
8	0.8357	0.8302	659	0.7856	0.7861	60

9	0.8278	0.8222	675	0.7771	0.7771	0
10	0.8202	0.8145	696	0.7690	0.7686	52
12	0.8064	0.8006	720	0.7545	0.7536	122
15	0.7891	0.7829	787	0.7370	0.7352	239
20	0.7681	0.7608	956	0.7169	0.7137	439
25	0.7537	0.7449	1166	0.7038	0.6991	668
30	0.7425	0.7334	1222	0.6940	0.6889	728
35	0.7334	0.7247	1188	0.6860	0.6812	703
40	0.7256	0.7176	1100	0.6791	0.6749	611
45	0.7185	0.7116	963	0.6727	0.6695	471
50	0.7120	0.7064	785	0.6667	0.6646	313
55	0.7059	0.7018	579	0.6610	0.6602	124
60	0.7002	0.6976	364	0.6557	0.6562	79
65	0.6947	0.6938	128	0.6506	0.6525	294
		PROM	693		PROM	393
		MAXIMA	1222		MAXIMA	1215

Anexo 4: valores de las secciones eficaces microscópicas de fisión y captura neutrónica para energías térmicas del neutrón, como también sus vidas medias a 20 C.^[15]

Nucleído	Vida Media	σ_c (barns)	σ_f (barns)	Nucleído	Vida Media	σ_c (barns)	σ_f (barns)
²³⁸ U	4.468X10 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 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
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					

Anexo 5: Porcentaje en peso de los AM en las 4 barras sustituidas en la celda.

A continuación se muestran los resultados del porcentaje en peso de los AM en las 4 barras sustituidas en la celda.

GWd/TM	Celda MOX 1	Celda MOX 2	Celda MOX 3	Celda UOX	Celda UOX-01	Celda UOX-02	Celda MOX
0.0000	24.0239	24.0067	24.0164	0.0000	24.0239	24.0345	0.0000
0.5000	23.9823	23.9643	23.9236	0.0162	23.7785	23.9401	0.0286
1.0000	23.6771	23.7714	23.7497	0.0170	23.4828	23.7167	0.0459
2.0000	23.2459	23.4498	23.3664	0.0188	22.9393	23.3091	0.0803
3.0000	22.8722	23.1709	23.0421	0.0209	22.4166	22.9510	0.1149
4.0000	22.5052	22.9139	22.7386	0.0233	21.9025	22.6113	0.1495
5.0000	22.1522	22.6616	22.4451	0.0260	21.4115	22.2762	0.1841
6.0000	21.8041	22.4180	22.1520	0.0289	20.9322	21.9518	0.2187
7.0000	21.4622	22.1818	21.8701	0.0321	20.4668	21.6348	0.2533
8.0000	21.1279	21.9481	21.5960	0.0355	20.0194	21.3220	0.2876
9.0000	20.8061	21.7248	21.3236	0.0391	19.5882	21.0197	0.3219
10.0000	20.4842	21.5059	21.0579	0.0430	19.1628	20.7166	0.3561
12.0000	19.8611	21.0744	20.5373	0.0514	18.3625	20.1342	0.4238
15.0000	18.9741	20.4488	19.7898	0.0662	17.2377	19.3009	0.5240
20.0000	17.5834	19.4584	18.6036	0.0959	15.5050	17.9922	0.6859
25.0000	16.3065	18.5145	17.4882	0.1317	13.9184	16.7714	0.8406
30.0000	15.1187	17.6111	16.4269	0.1723	12.4631	15.6374	0.9873
35.0000	14.0166	16.7369	15.4221	0.2181	11.1224	14.5727	1.1258
40.0000	12.9836	15.8916	14.4654	0.2688	9.8861	13.5729	1.2554
45.0000	12.0164	15.0755	13.5483	0.3241	8.7521	12.6316	1.3760
50.0000	11.0980	14.2818	12.6779	0.3839	7.7176	11.7403	1.4885
55.0000	10.2408	13.5115	11.8381	0.4475	6.7857	10.8942	1.5943
60.0000	9.4405	12.7599	11.0481	0.5148	5.9518	10.1023	1.6922
65.0000	8.6940	12.0430	10.3005	0.5850	5.2230	9.3607	1.7822

A continuación se muestran los resultados del porcentaje en peso de AM en la celda para los diferentes casos propuestos.

GWd/TM	Celda MOX 1	Celda MOX 2	Celda MOX 3	Celda UOX	Celda UOX-01	Celda UOX-02	Celda MOX
0.0000	0.2612	0.2610	0.2611	0.0000	0.2634	0.2758	0.0000
0.5000	0.2626	0.2629	0.2628	0.0000	0.2605	0.2772	0.0038
1.0000	0.2640	0.2649	0.2646	0.0002	0.2576	0.2787	0.0075
2.0000	0.2671	0.2691	0.2683	0.0003	0.2521	0.2817	0.0151

3.0000	0.2703	0.2734	0.2721	0.0008	0.2469	0.2849	0.0227
4.0000	0.2737	0.2778	0.2760	0.0013	0.2419	0.2882	0.0303
5.0000	0.2771	0.2823	0.2801	0.0019	0.2371	0.2917	0.0379
6.0000	0.2806	0.2869	0.2842	0.0026	0.2326	0.2952	0.0455
7.0000	0.2842	0.2916	0.2884	0.0033	0.2283	0.2988	0.0531
8.0000	0.2879	0.2963	0.2926	0.0041	0.2243	0.3025	0.0606
9.0000	0.2916	0.3010	0.2969	0.0049	0.2204	0.3062	0.0682
10.0000	0.2953	0.3058	0.3012	0.0058	0.2168	0.3099	0.0757
12.0000	0.3029	0.3153	0.3098	0.0068	0.2100	0.3175	0.0906
15.0000	0.3145	0.3296	0.3228	0.0089	0.2013	0.3290	0.1127
20.0000	0.3338	0.3530	0.3442	0.0124	0.1894	0.3482	0.1486
25.0000	0.3528	0.3755	0.3649	0.0195	0.1806	0.3670	0.1830
30.0000	0.3713	0.3969	0.3848	0.0280	0.1744	0.3853	0.2158
35.0000	0.3891	0.4172	0.4037	0.0380	0.1708	0.4028	0.2470
40.0000	0.4062	0.4363	0.4215	0.0492	0.1695	0.4195	0.2766
45.0000	0.4224	0.4541	0.4383	0.0616	0.1703	0.4353	0.3045
50.0000	0.4377	0.4707	0.4540	0.0753	0.1733	0.4503	0.3309
55.0000	0.4522	0.4860	0.4687	0.0901	0.1783	0.4643	0.3556
60.0000	0.4659	0.5003	0.4825	0.1059	0.1852	0.4776	0.3790
65.0000	0.4789	0.5136	0.4955	0.1227	0.1940	0.4901	0.4009

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] Página del MIT, URL: http://web.mit.edu/nrl/www/reactor/fission_process.htm imagen 4
- [4] Pagina del European Nuclear Society, What is a Nuclear Reactor? URL:<http://www.euronuclear.org/1-information/energy-uses.htm>
- [5]The Institute of Electric Engineers(IEE),*Nuclear Reactor Types*, The institution of Electrical Engineers Savoy Place London, November 1993 ISBN 0 85296 581 8
- [6]United States Nuclear Regulatory Commission, Boiling Water Reactors, URL: <http://www.nrc.gov/reactors/bwrs.html>
- [7] Comisión Federal deelectricidad Generación por Nucleoeléctricas, http://www.cfe.gob.mx/ConoceCFE/1_AcercadeCFE/CFE_y_la_electricidad_en_Mexico/_layouts/mobile/dispform.aspx?List=4464ce6f-67ad-4144-86f7-0ef65426ecaf&View=fd9ad4cf-fba8-47c7-bc2e-58584c8b4ae0&ID=7
- [8] José Ramón Ramírez Sánchez, Presentación sobre la central nuclear de Laguna Verde ,*Central laguna verde2.pdf*
- [9] Sarah Widder, Benefits and concerns of a closed nuclear fuel cycle, The American Institute of Physics, 2010.
- [10] J, Martino, G, Fioni, Incineration of nuclear waste by accelerator, The American Institute of Physics, 1998, ISBN 1 56396 823
- [11] Harvey W. Graves, Jr., *Nuclear Fuel Management*. John Wiley and Sons, 1979, pp 23-26
- [12] Dave knott, Bengt H. Forssen, Malte Edenius, Casmo 4 A Fuel Assembly Burnup Program. Methodology, 1995, Studsvik of America, Inc., and Studvik Core Analysis AB.
- [13] Joel Rhodes, Malte Edenius, Casmo 4 A Fuel Assembly Burnup Program. User's manual. 2004 Studsvik Scandpower, Inc.
- [14] Harvey W. Graves, Jr., *Nuclear Fuel Management*. John Wiley and Sons, 1979, pp 18
- [15] 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.

[17] General Electric FUEL BUNDLE DESIGN REPORT, GE12-P10CSB370-5G5.0/9G4.0-100T-150-T6-2670.

[18] 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.