



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERÍA

**“ANÁLISIS DE ESTRATEGIAS DE GESTIÓN DE
COMBUSTIBLE GASTADO PARA LA CENTRAL
NUCLEOELÉCTRICA LAGUNA VERDE”**

TESIS

PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

INGENIERO ELÉCTRICO ELECTRÓNICO
(MÓDULO DE ENERGÍA ELÉCTRICA)

PRESENTA:

NOÉ VARGAS RAMÍREZ

DIRECTOR DE TESIS:

DR. JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE



CIUDAD UNIVERSITARIA, MÉXICO, D. F., OCTUBRE 2007



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.

Con mucho cariño, a mí amada Reyna, que siempre ésta a mi lado apoyándome en todo momento. Juntos por siempre mi amor.

A mi hijo Noé, mi compañerito, que me da la fuerza para seguir superándome día con día. Eres lo máximo que pudo haberme pasado mi Rey.

A mi hija que está en la pancita de mi Reyna, dándome una nueva luz a seguir. Te esperamos con mucho amor mi princesita adorada.

*** Somos una familia feliz ***

Noé Vargas Ramírez

AGRADECIMIENTOS:

A Dios, por iluminarme en cada una de las etapas de mi vida hasta llegar el día de hoy.

A mi mamá Paquita, por toda su ternura, confianza y apoyo, pero sobre todo su amor, que siempre me dio.

A mi padre Agustín, por guiarme en este camino lleno de obstáculos, la vida, porque sin sus consejos y jalones de orejas, nunca hubiera llegado hasta aquí.

A todos mis hermanos, Alejandro, Agustín, Sonia e Isaac, por esos ratos tan felices que pasamos en familia.

Al Dr, Juan Luis Francois Lacouture, por darme la oportunidad de trabajar a su lado, porque sin su apoyo, confianza y paciencia, esta tesis no hubiera sido posible.

A todos mis sinodales, por enriquecer con sus aportaciones este trabajo de tesis.

A la Universidad Nacional Autónoma de México, que pertenezco con gran orgullo y que me dio la oportunidad de desarrollarme profesionalmente.

A la Facultad de Ingeniería que siempre la llevo en el alma, en la cual, me pasaron los momentos mas hermosos de mi vida.

A mis dos grandes amigos, Carlos Muñoz y Ubaldo Islas por compartir conmigo su amistad y apoyo dentro y fuera de la Facultad.

“Por mi raza hablará el espíritu”

Noé Vargas Ramírez

CONTENIDO

	Página
Índice de tablas	7
Índice de figuras	8
Introducción	9

CAPÍTULO 1

CONCEPTOS BÁSICOS DE ENERGÍA NUCLEAR

	Página
1.1 Conceptos de Física nuclear	11
1.1.1 El átomo	11
1.1.2 Tamaño y carga del núcleo	12
1.1.3 Unidad de masa atómica (u.m.a.)	13
1.1.4 Isótopos	13
1.1.5 Energía de enlace nuclear	14
1.1.6 Desintegraciones Alfa, Beta, Gamma	14
1.1.7 Reacciones nucleares	15
1.1.8 La vida media y razón de decaimiento	15
1.1.9 Liberación de la energía nuclear	16
1.2 La fisión nuclear	16
1.3 El uranio	17
1.4 El plutonio	18

CAPÍTULO 2

REACTORES NUCLEARES

	Página
2.1 Clasificación	19
2.1.1 El combustible	20
2.1.1.1 Barras de combustible	21
2.1.1.2 Núcleo del reactor	21
2.1.1.3 Barras de control	21
2.1.2 El moderador	21
2.1.3 Refrigerante	22
2.1.4 Reflector	22
2.1.5 Blindaje	22
2.2 Tipos de reactores nucleares	22
2.3 Descripción del reactor (PWR)	23
2.4 Descripción del reactor (BWR)	24

CAPÍTULO 3

CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

	Página
3.1 Minería, molienda y purificación	28
3.2 Conversión del uranio a hexafluoruro de uranio (UF ₆)	28
3.3 Enriquecimiento	28
3.4 Fabricación de los ensambles combustible	28
3.5 Irradiación del combustible	29
3.6 Planeación de la carga del combustible en el núcleo del reactor	29
3.7 Residuos radiactivos	30
3.8 Reprocesamiento y confinación	30
3.9 Producción del plutonio	31

CAPÍTULO 4

MÉTODOS DE ANÁLISIS

	Página
4.1 Método físico	33
4.2 El código CPM-3	39
4.3 Definición en CPM-3 de una celda de combustible en dos dimensiones	40
4.4 Balance de material	40
4.5 Determinación de los parámetros del ciclo de equilibrio	41
4.6 Modelo de decaimiento radioactivo	42
4.7 Método de análisis económico	43
4.7.1 Método del valor presente continuo	44
4.7.2 Costo unitario del combustible	44
4.7.3 Energía generada a valor presente	45
4.7.4 Obtención de los montos de combustible	45
4.7.5 Costos asociados a la pre-irradiación del combustible (frontend)	45
4.7.6 Costos asociados a la post-irradiación del combustible (backend)	46
4.7.6.1 Costos asociados al escenario de disposición directa	46
4.7.6.2 Costos asociados al escenario de reprocesamiento de uranio y plutonio	46
4.7.6.3 Costos asociados al reciclado de plutonio	47

CAPÍTULO 5

ANÁLISIS DE ESTRATEGIAS DE REPROCESAMIENTO Y RECICLADO

	Página	
5.1	Análisis físico	48
5.2	Cálculo del enriquecimiento de la celda de equilibrio con CPM-3	48
5.3	Cuantificación de uranio y plutonio para su reprocesamiento utilizando como base 1000 kg de UO ₂	49
5.4	Configuración del ensamble MOX con reprocesamiento y reciclado de uranio-plutonio	52
5.4.1	Configuración del ensamble MOX con reciclado de plutonio y uranio gastado	53
5.4.2	Configuración del ensamble MOX con reciclado de plutonio y uranio natural	56
5.4.3	Configuración del ensamble MOX con reciclado de plutonio y uranio de colas	57
5.5	Análisis económico	62
5.5.1	Costos unitarios asociados al ciclo de combustible nuclear	64
5.5.2	Costo unitario en el escenario de disposición directa	64
5.5.3	Costo unitario en el escenario de reprocesamiento de uranio y plutonio	64
5.5.4	Costo unitario en el escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio	64

5.5.4.1	Costo unitario en el escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio utilizando uranio reprocesado	65
5.5.4.2	Costo unitario en el escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio utilizando uranio natural	65
5.5.4.3	Costo unitario en el escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio utilizando uranio de colas	65
5.6	Análisis de sensibilidad a los costos unitarios del ciclo de combustible	66
	Conclusiones	69
	Recomendaciones y trabajos a futuro	70
	Apéndice 1. Archivo de entrada de la celda de combustible unitaria de dióxido de uranio en CPM-3	71
	Apéndice 2. Archivo de entrada de la celda de combustible MOX con uranio reciclado en CPM-3	72
	Apéndice 3. Archivo de entrada de la celda de combustible MOX con uranio natural en CPM-3	73
	Apéndice 4. Archivo de entrada de la celda de combustible MOX con uranio de colas en CPM-3	74
	Apéndice 5. Archivo de entrada para el análisis de escenarios de disposición de combustible gastado en ECONÓMICO	75
	Apéndice 6. Archivo de salida del análisis de escenarios de disposición de combustible gastado en ECONÓMICO	76
	Referencias	86

ÍNDICE DE TABLAS

	Página	
Tabla 1. 1	Partículas elementales del átomo	12
Tabla 2.1	Características del reactor BWR de Laguna Verde	26
Tabla 4.1	Parámetros del reactor de agua en ebullición	44
Tabla 5.1	Composición isotópica de la celda de combustible gastado después de 6 años de decaimiento	50
Tabla 5.2	Contenido de uranio y plutonio en la celda de combustible gastado	52
Tabla 5.3	Cantidad de uranio, plutonio y americio después del reprocesamiento	53
Tabla 5.4	Cantidad de plutonio y americio del reprocesamiento utilizada en la fabricación de combustible MOX	54
Tabla 5.5	Composición del combustible en el combustible MOX con reciclado de uranio y plutonio	55
Tabla 5.6	Composición del combustible en el ensamble MOX con matriz de uranio natural	56
Tabla 5.7	Composición del combustible en la celda MOX con matriz de uranio de colas	58
Tabla 5.8	Datos obtenidos del archivo output del código CPM-3	61
Tabla 5.9	Escala de tiempo asociada al escenario de disposición directa	62
Tabla 5.10	Escala de tiempo asociada al escenario de reprocesamiento de uranio y plutonio	63
Tabla 5.11	Escala de tiempo asociada al escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio	63
Tabla 5.12	Costos unitarios asociados al ciclo de combustible nuclear	66
Tabla 5.13	Costos unitarios usados para el análisis de sensibilidad	66
Tabla 5.14	Análisis de sensibilidad	67
Tabla 5.15	Comparativo entre un ciclo de 18 y 24 meses	68

ÍNDICE DE FIGURAS

	Página	
Figura 1	Radiaciones Alfa, Beta, Gamma	15
Figura 2	Partes que constituyen un reactor nuclear	19
Figura 2.1	Mineral de uranio	20
Figura 2.2	Combustible nuclear	20
Figura 2.3	Reactor PWR	24
Figura 2.4	Reactor BWR	25
Figura 3.1	Ciclo de combustible nuclear	27
Figura 4.1	Celda de combustible 10x10	33
Figura 4.2	Configuración de la celda de combustible equivalente en CPM-3	34
Figura 4.3	Cadenas de decaimiento	43
Figura 5.1	Gráfica de k_{∞} vs quemado, utilizando la celda equivalente y uranio natural	49
Figura 5.2	Gráfica de k_{∞} vs quemado de la configuración del ensamble MOX con uranio y plutonio reciclado	55
Figura 5.3	Gráfica de k_{∞} vs quemado de la configuración del ensamble MOX con matriz de uranio natural	57
Figura 5.4	Gráfica de k_{∞} vs quemado en la configuración del ensamble MOX con matriz de uranio de colas	59
Figura 5.5	Gráfica de k_{∞} vs quemado en las distintas configuraciones de combustible	60

INTRODUCCIÓN

La Central Nucleoeléctrica Laguna Verde cuenta con 2 unidades generadoras de 682.5 MW eléctricos cada una. Los reactores son marca General Electric, tipo agua hirviente (BWR-5), contención tipo Mark II de ciclo directo. Con la certificación del organismo regulador nuclear mexicano, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS), la Secretaría de Energía otorgó las licencias para operación comercial a la unidad 1 el 29 de julio de 1990 y a la unidad 2 el 10 de abril de 1995.

El ciclo de combustible nuclear puede dividirse en dos categorías: el ciclo cerrado y el ciclo abierto. La diferencia principal estriba en que en el ciclo abierto no se reprocesa el combustible irradiado, la elección entre estas dos categorías se basa en parámetros de tipo económico y ambiental. Actualmente en Laguna Verde se tiene un ciclo de combustible abierto, en el que el combustible gastado o irradiado se está almacenando, de manera temporal, en las albercas que para tal efecto se han diseñado. Estas albercas tienen una capacidad para almacenar el combustible gastado producido durante la vida útil de la central y en ellas se está acumulando el combustible irradiado en espera de una solución o política para la parte posterior del ciclo de combustible de la central. Entre las alternativas que se han estudiado se encuentran la disposición final (después de un encapsulamiento del combustible irradiado como residuo de alto nivel) y el reciclado del combustible irradiado, después de su reprocesamiento como combustible mixto (MOX) de uranio-plutonio. En países como Francia, Japón, Alemania y otros, se ha optado por esta última opción.

Si el combustible es reprocesado y el plutonio es reciclado, los problemas de disposición final del combustible gastado tienden a ser más manejables y susceptibles a una única solución tecnológica. Dado que los productos de fisión representan una fracción pequeña de la masa del combustible, el reprocesamiento reduce sustancialmente el volumen de los desechos radioactivos. Otras ventajas del reciclado incluyen la reducción de la contaminación del aire provocada por los procesos de enriquecimiento de uranio que usan energía fósil en sus plantas, así como otros impactos ambientales resultantes de la minería del uranio. Igualmente al reciclar se reduce el contenido de plutonio fósil del combustible irradiado, el cual se consume generando energía eléctrica.

Existen dos campos importantes a tomar en cuenta en los análisis sobre la utilización del combustible en las centrales nucleoeléctricas, el económico y el físico. El primero se refiere a la mejor utilización de combustible ante los costos asociados al mismo; aquí cabe resaltar que la industria nuclear hace el análisis basado en el llamado ciclo de combustible nuclear, el cual toma en cuenta desde la extracción del mineral, la fabricación del combustible, su utilización en la generación de energía eléctrica y la disposición final de los productos de la fisión, además de considerar los gastos alrededor de éste. Por otra parte en el análisis físico se lleva a cabo una cuantificación de la cantidad de combustible que se ha de utilizar en la operación del reactor nuclear.

La importancia de esta tesis radica en analizar las opciones para el mejor aprovechamiento del combustible nuclear, con el fin de obtener mayores beneficios ambientales y económicos. Esto se puede traducir en la reducción de la cantidad de desechos radiactivos generados durante el tiempo de operación de la planta.

El trabajo de esta tesis está dividido como a continuación se detalla:

El primer capítulo pretende dar un panorama de los conceptos teóricos de la física nuclear, que nos permitirán entender la estructura del átomo, y cómo se lleva a cabo lo que es esencial en esta tesis, las reacciones nucleares y la fisión nuclear.

En el segundo capítulo se habla de los reactores nucleares y de las partes que todo reactor de fisión nuclear debe tener, en especial nosotros hablaremos a lo largo de este trabajo del reactor de agua hirviendo (BWR-5) como los que están instalados en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

El tercer capítulo describe el ciclo de combustible nuclear, esto es, las diferentes etapas por las que debe de pasar el combustible nuclear, que en este caso es el uranio, desde la extracción de la mina, hasta su disposición final, ya sea el almacenamiento del combustible irradiado, o el reciclado para formar lo que se llama el combustible MOX que está formado con uranio y plutonio.

El cuarto capítulo presenta dos métodos de análisis, uno físico y otro económico. En el primero nos basamos en una celda de combustible de 10x10 para hacer un balance de material donde obtuvimos las masas de los actínidos que nos sirvieron para hacer los cálculos con el código CPM-3, el cual, es un código avanzado que nos permite la simulación del quemado del combustible. Para el método de análisis económico se definieron las escalas de tiempo y los costos implícitos en la evaluación de tres alternativas: un escenario de disposición final, un escenario de reprocesamiento, y un escenario de reprocesamiento y reciclado del combustible irradiado.

El quinto capítulo presenta los resultados obtenidos del análisis físico, económico y de sensibilidad. En el análisis físico utilizamos un programa de cómputo llamado DECAY que sirve para simular el decaimiento de los radionuclidos a través de los años y los resultados que nos arrojó este programa, los introducimos al código CPM-3 para obtener los diferentes escenarios de reprocesamiento. En el análisis físico se utilizó ECONOMICO, el cual es un algoritmo en lenguaje de programación C++ que nos da de manera automática los diferentes costos unitarios de manera muy detallada de los diferentes casos de reprocesamiento, así como de disposición directa. Por último y con los datos obtenidos de los dos análisis anteriores, se presenta un análisis de sensibilidad que nos permitirá saber qué costo de los implícitos que ya están establecidos, debemos bajar para que el costo de reprocesamiento sea por lo menos equivalente al costo de disposición directa.

1.1 Conceptos de Física nuclear

En 1931 el físico estadounidense Harold Clayton Urey descubrió el isótopo del hidrógeno denominado deuterio y lo empleó para obtener agua pesada. El núcleo de deuterio o deuterón (formado por un protón y un neutrón) constituye un excelente proyectil para inducir reacciones nucleares. Los físicos franceses Irène y Frédéric Joliot-Curie produjeron el primer núcleo radiactivo artificial en 1933-1934, con lo que comenzó la producción de radioisótopos para su empleo en arqueología, biología, medicina, química y otras ciencias.

Enrico Fermi y numerosos colaboradores emprendieron una serie de experimentos para producir elementos más pesados que el uranio, bombardeando éste con neutrones. Tuvieron éxito, y en la actualidad se han creado artificialmente al menos una docena de estos elementos transuránicos. A medida que continuaba su trabajo se produjo un descubrimiento aún más importante. Irene Joliot-Curie, los físicos alemanes Otto Hahn y Fritz Strassmann, la física austriaca Lise Meitner y el físico británico Otto Robert Frisch comprobaron que algunos núcleos de uranio se dividían en dos partes, fenómeno denominado fisión nuclear. La fisión liberaba una cantidad enorme de energía debida a la pérdida de masa, además de algunos neutrones. Estos resultados sugerían la posibilidad de una reacción en cadena automantenida, algo que lograron Fermi y su grupo en 1942, cuando hicieron funcionar el primer reactor nuclear.

El 2 de diciembre de 1942, en la Universidad de Chicago (Estados Unidos), el físico italiano Enrico Fermi logró producir la primera reacción nuclear en cadena. Para ello empleó un conjunto de bloques de uranio natural distribuidos dentro de una gran masa de grafito puro (una forma de carbono). En la “pila” o reactor nuclear de Fermi, el “moderador” de grafito frenaba los neutrones y hacía posible la reacción en cadena.

Los avances tecnológicos fueron rápidos; la primera bomba atómica se fabricó en 1945 como resultado de un ingente programa de investigación dirigido por el físico estadounidense J. Robert Oppenheimer, y el primer reactor nuclear destinado a la producción de electricidad entró en funcionamiento en Gran Bretaña en 1956.

1.1.1 El átomo

El átomo está formado por un pequeño núcleo, cargado positivamente, rodeado de electrones [1]. El núcleo, que contiene la mayor parte de la masa del átomo, está compuesto a su vez de neutrones y protones, unidos por fuerzas nucleares muy intensas, mucho mayores que las fuerzas eléctricas que ligan los electrones al núcleo.

El núcleo, es un cuerpo masivo extremadamente pequeño que se encuentra en el centro de un átomo. Los protones tienen carga positiva y los neutrones carecen de carga eléctrica. El núcleo se describe por el número atómico [Z], que es igual al número de protones y a su vez es igual al número de electrones, en el estado basal, y el número de masa atómica [A], es igual a la suma de neutrones y protones en un núcleo.

Una forma general de describir el núcleo de un átomo en particular es indicar el símbolo del elemento con su número de masa y su número atómico, de la siguiente forma:



1.1.2 Tamaño y carga del núcleo

El descubrimiento del núcleo del átomo se le atribuye a Rutherford gracias a su trabajo de investigación que consistía en bombardear una delgada hoja de metal con un haz de partículas alfa. La mayoría de las partículas cargadas positivamente penetraron la hoja con facilidad, como lo indicaba un destello de luz al incidir las partículas en una pantalla de sulfuro de zinc, y algunas partículas eran desviadas ligeramente, otras sorprendentemente eran desviadas con ángulos extremos, otras partículas, incluso fueron rebotadas.

Con este experimento Rutherford demostró que la mayor parte de la masa del átomo y su carga positiva están localizadas en una pequeña región central del átomo que llamó núcleo, y los electrones se encuentran distribuidos en el espacio alrededor de las cargas positivas. Tomando como base sus cálculos se estimó el diámetro del núcleo en aproximadamente una diezmilésima parte del diámetro del átomo mismo, esto es un diámetro aproximado de 10^{-5} nm [2] (nanómetros), de tal modo que el diámetro de todo el átomo era de 0.1 nm aproximadamente.

La carga del núcleo determina su posición en el sistema periódico. En la tabla 1.1 se presentan los valores de masa y carga atómica para cada partícula del átomo.

Tabla 1. 1 Partículas elementales del átomo.

Partícula	Masa atómica	Carga
Electrón.	$m_e = 9.10954 \times 10^{-31} \text{ Kg}$	-1.60216×10^{-19} coulombs
Protón.	$m_p = 1.67265 \times 10^{-27} \text{ Kg}$	$+1.60216 \times 10^{-19}$ coulombs
Neutrón.	$m_n = 1.67495 \times 10^{-27} \text{ Kg}$	0

1.1.3 Unidad de masa atómica (u.m.a.)

Como pudimos apreciar en la tabla 1.1 las partículas atómicas tienen masas muy pequeñas, por lo cual los científicos expresan estas cantidades en unidades de masa atómica (u.m.a.) [3].

La u.m.a. se define como la doceava parte de la masa del átomo de carbono más abundante. En relación con el kilogramo, la u.m.a. es:

$$1 \text{ u.m.a.} = 16606 \times 10^{-27} \text{ Kg}$$

Por lo que sustituyendo en la ecuación de Einstein que nos dice $E=mc^2$, podemos igualar la masa con unidades de energía, por lo tanto tenemos:

$$E = (1 \text{uma})(c^2) = (1.66 \times 10^{-27} \text{ kg})(3 \times 10^8 \text{ m/s})^2 = 1.49 \times 10^{-10} \text{ J}$$

Escrita en electrón-volts, que es la unidad más conveniente, tenemos:

$$E = (1 \text{uma})(c^2) = 1.49 \times 10^{-10} \text{ J} \frac{1 \text{eV}}{1.6 \times 10^{-19} \text{ J}}$$

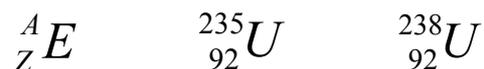
$$E = (1 \text{uma})(c^2) = 9.31 \times 10^8 \text{ eV} = 931 \text{MeV}$$

Esto quiere decir, 1 u.m.a. equivale a 931 MeV.

1.1.4 Isótopos

Los isótopos son átomos que contienen el mismo número de protones, pero diferente número de neutrones. El núcleo de un isótopo se denomina núclido. Todos los núclidos de un elemento tienen el mismo número de protones, y diferentes neutrones. Para describir los isótopos se necesita una notación especial. En la parte izquierda del símbolo del elemento se escribe un índice suscrito, que representa el número atómico (Z), y un índice sobrescrito que representa su masa (A).

Ejemplo:



1.1.5 Energía de enlace nuclear

Se define como la energía necesaria para separar un núcleo en los nucleones que lo forman, o bien como la energía que se libera cuando se unen los nucleones para formar el núcleo.

El origen de la energía de ligadura o de enlace nuclear reside en la desaparición de una parte de la masa de los nucleones que se combinan para formar el núcleo. Esta diferencia de masa recibe el nombre de defecto másico [4], y se transforma en energía.

Si a la suma de las masas de los nucleones y electrones de un átomo le restamos la masa medida experimentalmente a través del espectrógrafo de masas, obtenemos el defecto másico, y podemos calcular la energía total de enlace. La energía de enlace o de ligadura será equivalente a la energía liberada en la formación de un núcleo.

$$B = \text{defecto másico} \times 931 \text{ MeV}$$

1.1.6 Desintegraciones Alfa, Beta, Gamma

La radiactividad es un fenómeno que se origina exclusivamente en el núcleo de los átomos radiactivos. La causa que la origina se debe a la variación en la cantidad de partículas que se encuentran en el núcleo.

Las partículas alfa son átomos de He doblemente ionizados, es decir, que han perdido sus dos electrones. Por tanto, tienen dos neutrones y dos protones. Es la radiación característica de isótopos de número atómico elevado, tales como los del uranio, torio, radio, plutonio. Dada la elevada masa de estas partículas y a que se emiten a gran velocidad por los núcleos (su velocidad es del orden de 10^7 m/s), al chocar con la materia pierden gradualmente su energía ionizando los átomos y se frenan muy rápidamente, por lo que quedan detenidas con tan sólo unos cm de aire o unas milésimas de mm de agua. En su interacción con el cuerpo humano no son capaces de atravesar la piel. Así pues, tienen poco poder de penetración, siendo absorbidos totalmente por una lámina de aluminio de 0.1 mm de espesor o una simple hoja de papel.

Las partículas beta son electrones emitidos a grandes velocidades próximas a la de la luz. Debido a la menor masa que la radiación alfa, tienen más poder de penetración que las partículas alfa siendo absorbidas por una lámina de aluminio de 0.5 mm de espesor y quedan frenadas en algunos m de aire, o por 1cm de agua. En el cuerpo humano, pueden llegar a traspasar la piel, pero no sobrepasan el tejido subcutáneo. Los positrones (partículas beta positiva) son partículas con masa igual a la del electrón y carga equivalente a la de un protón.

Las partículas gamma son radiaciones electromagnéticas de la misma naturaleza que los rayos X pero de menor longitud de onda. Su poder de penetración es muy elevado frente al de las partículas alfa o beta, pudiendo atravesar el cuerpo humano. Quedan frenadas con espesores de 1 m de concreto o unos pocos cm de plomo, por lo que cuando se utilizan fuentes radiactivas que emiten este tipo de radiación, hay que utilizar blindajes adecuados.

Los neutrones proceden de reacciones de fisión o de reacciones nucleares con otras partículas. Pueden ser muy penetrantes excepto en agua y en concreto, y se utilizan para producir elementos radiactivos cuando interaccionan con elementos estables.

La figura 1 nos muestra el poder de penetración de las diferentes radiaciones.



Figura 1. Radiaciones Alfa, Beta, Gamma [5]

Los físicos Joliot-Curie demostraron que los átomos estables de un elemento pueden hacerse artificialmente radiactivos bombardeándolos adecuadamente con partículas nucleares. Estos isótopos radiactivos se producen como resultado de una reacción o transformación nuclear.

1.1.7 Reacciones nucleares

Una reacción nuclear ocurre cuando cambia el número de neutrones o protones en un núcleo. Algunas reacciones nucleares ocurren con una liberación de energía, mientras que otras ocurren sólo cuando la energía se añade al núcleo. La emisión de partículas por núcleos radiactivos es una forma de reacción nuclear. El núcleo radiactivo libera su exceso de energía en la forma de energía cinética de las partículas emitidas.

1.1.8 La vida media y razón de decaimiento

La vida media de un elemento es el tiempo necesario para que decaiga a la mitad el número de núcleos radiactivos. La vida media de un isótopo radiactivo puro es única para ese isótopo en particular. El número de desintegraciones por segundo de una

sustancia radiactiva se conoce como su actividad. La actividad es proporcional al número de átomos radiactivos presentes. Por lo tanto la actividad de una muestra particular se reduce por un medio, en una vida media. Así, puesto que la radiactividad es un fenómeno nuclear, el proceso no es alterado por un cambio o la condición de la muestra. Un núclido radiactivo dado emitirá el mismo tipo de radiación a la misma velocidad haciendo caso omiso del compuesto del cual forma parte, de su temperatura, de la presión aplicada, o de la presencia de campos electrostáticos, magnéticos, o gravitacionales. Los átomos radiactivos en una muestra dada no se desintegran simultáneamente, la velocidad de emisión de las radiaciones en cualquier tiempo es proporcional al número de átomos radiactivos presentes. Puesto que este número está disminuyendo continuamente el proceso se conoce como un decaimiento radiactivo. La vida media es una propiedad útil para la identificación de varias especies de núclidos, porque cada núclido radiactivo tiene una vida media característica.

1.1.9 Liberación de la energía nuclear

En 1905. Albert Einstein desarrolló la ecuación que relaciona la masa y la energía.

$$E= mc^2$$

Como parte de su teoría de la relatividad especial. Dicha ecuación afirma que una masa determinada (m) está asociada con una cantidad de energía (E) igual a la masa multiplicada por el cuadrado de la velocidad de la luz (c). Una cantidad muy pequeña de masa equivale a una cantidad enorme de energía.

1.2 La fisión nuclear

Las dos características fundamentales de la fisión nuclear son: en primer lugar, la energía liberada por la fisión es muy grande; la fisión de 1 Kg de uranio 235, libera 18.7 millones de kW-hora en forma de calor. En segundo lugar, el proceso de fisión iniciado por la absorción de un neutrón en el uranio 235, libera un promedio de 2.5 neutrones en los núcleos fisionados. Estos neutrones provocan rápidamente la fisión de varios núcleos más, con lo que liberan otros cuatro o más neutrones adicionales e inician una serie de fisiones nucleares auto mantenidas, una reacción en cadena que lleva a la liberación continuada de energía nuclear.

Esta reacción en cadena que se produce dentro del reactor la podemos medir por medio del factor de multiplicación **k**, que no es más que la razón de neutrones que se producen entre los que se consumen.

Este valor de k debe de ser de 1 para que la reacción en cadena se dé en forma constante, esto es que el número de neutrones que se producen en las fisiones, es igual al número de neutrones que se consumen, cuando k es igual a 1, se dice que es crítica, si es menor o mayor a 1 se llama subcrítica o supercrítica respectivamente.

Cuando k es subcrítica no hay suficientes neutrones para mantener la reacción en cadena, por lo que la reactividad se verá mitigada, por la deficiencia de neutrones y la energía producida disminuirá.

Cuando k es supercrítica habrá más neutrones producidos que los que se consumen para mantener una reacción en cadena, y por lo tanto la energía producida aumentará.

Una masa de uranio natural, por muy grande que sea, no puede mantener una reacción en cadena porque sólo el ^{235}U es fácil de fisiónar. Es muy improbable que un neutrón producido por fisión, con una energía inicial elevada de aproximadamente 2 MeV, inicie otra fisión, pero esta probabilidad puede aumentarse cientos de veces si se frena el neutrón a través de una serie de colisiones elásticas con núcleos ligeros como hidrógeno, deuterio o carbono. En ello se basa el diseño de los reactores de fisión empleados para producir energía.

Las diferencias entre la fisión y la fusión nuclear son: por la fisión nuclear, un núcleo pesado como el ^{235}U , es dividido generalmente en dos núcleos más ligeros debido a la colisión de un neutrón (recordemos que un átomo se compone de electrones, neutrones y protones). Como el neutrón no tiene carga eléctrica atraviesa fácilmente el núcleo del uranio. Al dividirse éste, libera más neutrones que colisionan con otros átomos de uranio creando la conocida reacción en cadena de gran poder energético. Esta reacción se produce a un ritmo muy acelerado en las bombas nucleares, pero es controlado para usos pacíficos. Por otra parte, la fusión nuclear ocurre cuando dos núcleos atómicos muy livianos se unen, formando un núcleo atómico más pesado con mayor estabilidad.

1.3 El uranio

El uranio es un elemento químico de número atómico 92 (es decir, con 92 protones en el núcleo). Su símbolo es U. Tiene diversos isótopos, incluidos radiactivos empleados para la producción energética en centrales nucleares. Es una sustancia radiactiva que se presenta de forma natural. Forma parte de las rocas, tierra, aire y el agua y se halla en la naturaleza en forma de minerales, pero nunca como metal. El uranio metálico es de color plateado con superficie gris y es casi tan resistente como el acero; es el elemento químico más pesado de origen natural que se encuentra sobre la Tierra. Fue descubierto en 1789 por M. H. Klaproth que lo llamó así en el honor del planeta Urano que acababa de ser descubierto en 1781.

El uranio natural está formado por tres tipos de isótopos: uranio 238 (^{238}U), uranio 235 (^{235}U) y uranio 234 (^{234}U). De cada gramo de uranio natural el 99,28 % de la masa es ^{238}U , el 0,71% ^{235}U y 0,005% ^{234}U . Una de las propiedades radiactivas del uranio es el periodo de semidesintegración, el tiempo que tarda la mitad del isótopo en emitir su radiación y transformarse a otra sustancia. Los periodos de semidesintegración son largos (mayores a 200,000 años para el ^{234}U , 700 millones de años para el ^{235}U , y 4,500 millones de años para el ^{238}U).

1.2 El plutonio

El plutonio (símbolo químico Pu) es diferente a como se suele imaginar. Se trata del segundo elemento transuránico que se sintetizó, en 1940, gracias a Glenn T. Seaborg y sus colegas E. M. McMillan, J. W. Kennedy y A. C. Wahl.

Bautizado plutonio, en honor del último planeta del Sistema Solar, Plutón (aunque ahora ha sido degradado y ya no se cuenta entre la familia de los planetas de nuestro Sol) el Plutonio, tras el americio, es considerado el elemento más raro de nuestro planeta, ocupando el lugar 94 en cuanto al orden de elementos por abundancia en la corteza de la Tierra.

El plutonio no se encuentra naturalmente en el ambiente sino que se requiere de una reacción nuclear sostenida para ser producido. Las únicas fuentes de plutonio provienen de la producción de energía nuclear.

Se conocen 15 isótopos diferentes del plutonio, con números másicos entre 232 y 246; el ^{244}Pu es el más estable. El isótopo de número másico 239 tiene un periodo de semidesintegración de 24.360 años y se produce bombardeando ^{238}U con neutrones lentos; esto forma neptunio 239 (^{239}Np), que a su vez emite una partícula beta formando ^{239}Pu .

El plutonio es el elemento transuránico más importante económicamente porque el ^{239}Pu admite fácilmente la fisión y puede ser utilizado y producido en grandes cantidades en los reactores nucleares.

2.1 Clasificación

El reactor nuclear es un dispositivo que permite el desarrollo controlado de una reacción nuclear en cadena [6], por fisión del uranio u otros elementos fisionables, con producción de energía y elevado número de neutrones libres. La energía producida por un reactor nuclear puede utilizarse directamente como calor o ser transformada en energía eléctrica. Los neutrones pueden emplearse para obtener isótopos radioactivos artificiales con fines experimentales.

Un reactor nuclear consta de diversas partes que hacen posible su funcionamiento. Estas partes se ven claramente representadas en la figura 2:

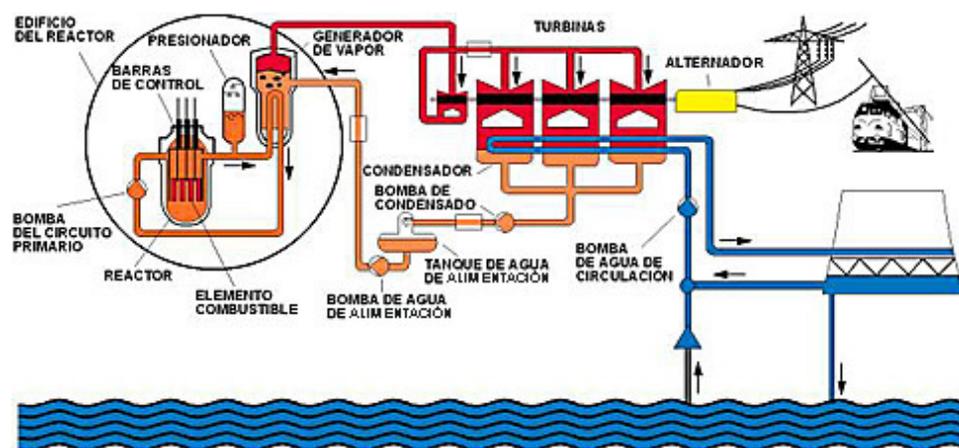


Figura 2 Partes que constituyen un reactor nuclear [7]

Un reactor de fisión nuclear térmico debe constar de tres componentes fundamentales, para que éste sea un reactor, en la ausencia de cualquiera de estos componentes no se puede tener un reactor. Estos componentes son:

- Combustible
- Moderador
- Refrigerante

Además de estos componentes primordiales, se tiene una serie de otros componentes complementarios que dan utilidad al reactor, el cual puede estar destinado a

investigación o a la generación de energía eléctrica. En ambos casos, por lo general, se dispone de los siguientes elementos:

2.1.1 El combustible

Material fisionable utilizado en cantidades específicas y dispuestas en forma tal, que permite extraer con rapidez y facilidad la energía generada. El combustible en un reactor se encuentra en forma sólida, siendo el más utilizado el uranio bajo su forma isotópica de ^{235}U . Sin embargo, hay elementos igualmente fisionables, como por ejemplo el Plutonio que es un transuránico formado por la captura de neutrones del uranio.

En la naturaleza existe poca cantidad de uranio fisionable, es alrededor del 0,7%, por lo que en la mayoría de los reactores comerciales el combustible más utilizado es el dióxido de uranio (UO_2) aumentándose la concentración de ^{235}U en un 3 a 4% peso del uranio natural, mediante un proceso llamado enriquecimiento. La figura 2.1 nos muestra al uranio en su forma natural.



Figura 2.1 Mineral de uranio [8]

El UO_2 se fabrica en pequeños cilindros de 1.041 cm. de diámetro y aproximadamente 1 cm. de longitud [9], como se muestra en la figura 2.2, colocados en pilas dentro de tubos metálicos llamados encamisados, herméticamente cerrados para proteger al combustible de la erosión debida al refrigerante y retener los productos de fisión.



Figura 2.2 Combustible nuclear [8]

Características físicas del UO_2 :

- Tiene un punto de fusión relativamente alto (3113 °K).
- Tiene buena estabilidad radiactiva con respecto a aleaciones metálicas de uranio o materiales cerámicos.
- Tiene una densidad físil atómica muy grande desde el punto de vista de economía neutrónica.

2.1.1.1 Barras de combustible

Son el lugar físico donde se confina el combustible nuclear. Algunas barras de combustible contienen el uranio en forma de óxido, en forma de barras cilíndricas, otras pueden contener el uranio mezclado con aluminio bajo la forma de láminas planas. En ambos casos, las barras de combustible están separadas por una cierta distancia que permite la circulación de fluido para disipar el calor generado.

2.1.1.2 Núcleo del reactor

Está constituido por las barras de combustible. El núcleo posee una forma geométrica que le es característica, refrigerado por un fluido, generalmente agua. En algunos reactores el núcleo se ubica en el interior de una piscina con agua, a unos 10 a 12 metros de profundidad, o bien al interior de una vasija de presión construida en acero.

2.1.1.3 Barras de control

Todo reactor posee un sistema que permite iniciar o detener las fisiones nucleares en cadena. Este sistema lo constituyen las barras de control, capaces de capturar los neutrones que se encuentran en el medio circundante. La captura neutrónica evita que se produzcan nuevas fisiones de núcleos atómicos del uranio. Generalmente, las barras de control se fabrican de cadmio o boro. En caso de que se quiera aumentar la potencia del reactor sólo hay que extraer las barras de control hasta lograr la potencia deseada.

2.1.2 El moderador

Los neutrones obtenidos de la fisión nuclear emergen con velocidades muy altas (neutrones rápidos). Para asegurar continuidad de la reacción en cadena, es decir, procurar que los "nuevos neutrones" sigan colisionando con los núcleos atómicos del combustible, es necesario disminuir la velocidad de estas partículas (neutrones lentos). Se disminuye la energía cinética de los neutrones rápidos mediante choques con átomos de otro material adecuado, llamado moderador.

Se utiliza como moderador el agua natural (agua ligera), el agua pesada (deuterada), el carbono (grafito), etc.

2.1.3 Refrigerante

El calor generado por las fisiones se debe extraer del núcleo del reactor. Para lograr este proceso se utilizan fluidos en los cuales se sumerge el núcleo. El fluido no debe ser corrosivo, debe poseer gran poder de absorción calorífico y tener pocas impurezas. Se puede utilizar de refrigerante el agua ligera, el agua pesada, el anhídrido carbónico, etc.

2.1.4 Reflector

Los neutrones productos de la fisión nuclear poseen suficiente energía cinética inicial como para escaparse hacia el exterior del núcleo del reactor, el reflector es capaz de disminuir las pérdidas por fuga de neutrones. En los reactores BWR el agua sirve como moderador, refrigerante y reflector.

2.1.5 Blindaje

En un reactor se produce gran cantidad de todo tipo de radiaciones, las cuales se distribuyen en todas direcciones. Para evitar que los operadores del reactor y el medio externo sean sometidos indebidamente a tales radiaciones, se utiliza un adecuado "blindaje biológico" que rodea al reactor. Los materiales más usados en la construcción de blindajes para un reactor son el agua, el plomo y el concreto de alta densidad, con al menos 1.5 metros de espesor.

2.2 Tipos de reactores nucleares

Existen dos tipos principales [10] de reactores:

a) Los reactores de investigación: Utilizan los neutrones generados en la fisión para producir radioisótopos o bien para realizar diversos estudios en materiales.

b) Los reactores de potencia: Estos reactores utilizan el calor generado en la fisión para producir energía eléctrica, desalación de agua de mar, calefacción, o bien para sistemas de propulsión.

Existen otros criterios para clasificar diversos tipos de reactores:

- Según la velocidad de los neutrones que se utilizan para las reacciones de fisión, se habla de reactores rápidos (neutrones de alta velocidad) o bien de reactores térmicos (neutrones de baja velocidad).
- Según el combustible utilizado. Hay reactores de uranio natural (la proporción de uranio utilizado en el combustible es la que posee en la naturaleza) y de uranio enriquecido (se aumenta la proporción de ^{235}U en el combustible).
- Según el moderador utilizado. Se puede utilizar como moderador el agua ligera, el agua pesada o el grafito.
- Según el refrigerante utilizado. Se utiliza como refrigerante el agua (ligera o pesada), un gas (anhídrido carbónico, helio, aire), vapor de agua, sales u otros líquidos. Estos materiales pueden actuar en cierto tipo de reactores como refrigerante y moderador a la vez.

Hay dos tipos de reactores de potencia de mayor uso en el mundo: el reactor de agua en ebullición y el reactor de agua a presión.

2.3 Descripción del reactor PWR

El PWR es un reactor de potencia donde el agua entra a la vasija del reactor a una temperatura de alrededor de 290 °C, fluye alrededor del núcleo del reactor, sirviendo como refrigerante, asciende a través del mismo saliendo a una temperatura de alrededor de 325 °C, para evitar su ebullición se mantiene al agua a una presión considerablemente alta de alrededor de 15 MPa.

El vapor que la turbina requiere es producido en los generadores de vapor, los cuales son intercambiadores de calor con agua presurizada del lado de mayor temperatura. Los tubos del generador de vapor en su superficie exterior están en contacto con agua proveniente del condensador a baja presión, la transferencia de calor del agua caliente al agua de alimentación la lleva a su punto de ebullición para producir vapor.

Dado que el agua es en esencia incompresible, un pequeño cambio en el volumen del refrigerante puede dar origen a grandes cambios en la presión pudiendo causar efectos indeseables en el sistema, los lazos de refrigerante de un reactor PWR son equipados con un presurizador, el cual se encarga de mantener la presión a un nivel constante.

El presurizador es un tanque, el cual contiene vapor y agua en sus secciones superior e inferior respectivamente, con un inyector de presión en la tapa y un calentador eléctrico en el fondo. Suponiendo que la potencia de la turbina disminuye temporalmente existe un incremento en la temperatura promedio del refrigerante en el reactor con un correspondiente aumento en su volumen. La expansión del refrigerante alcanza el nivel

del agua en el presurizador, el cual alcanza la presión del vapor y actúan las válvulas de presión de vapor, permitiendo haya un flujo de agua fría hacia el refrigerante.

Este tipo de reactor es utilizado en Estados Unidos, Alemania, Francia y Japón. Su combustible es uranio enriquecido en ^{235}U . En la figura 2.3 se muestra un reactor PWR y las partes que lo constituyen.

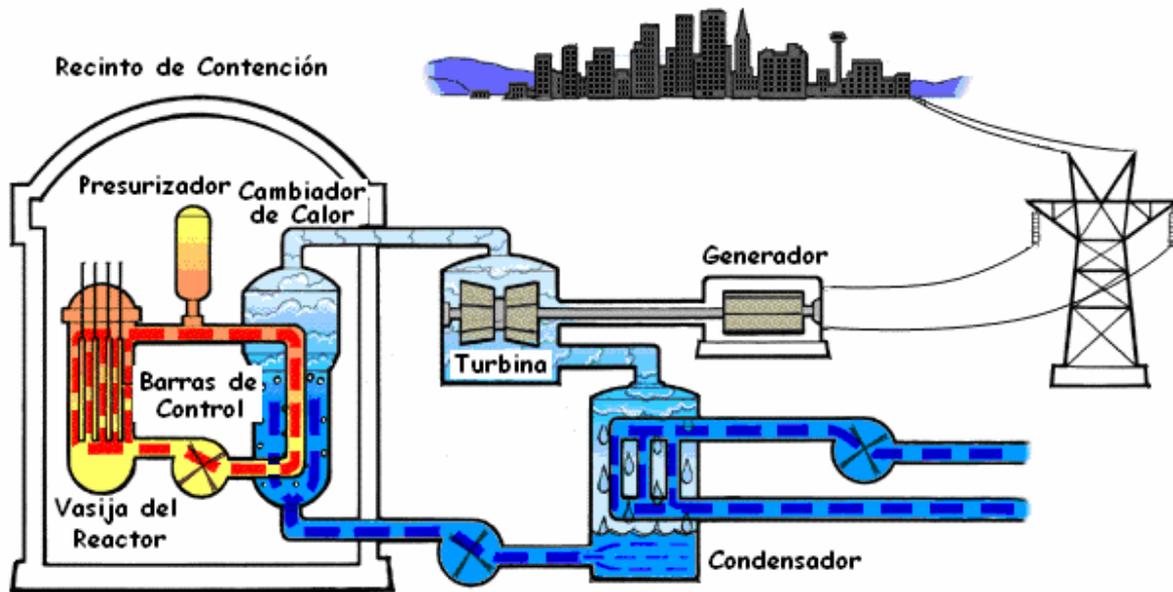


Figura 2.3 Reactor PWR [8]

2.4 Descripción del reactor BWR

El BWR es un reactor de potencia que básicamente permite la ebullición del agua dentro del mismo núcleo. La temperatura de operación es aproximadamente $300\text{ }^{\circ}\text{C}$, produciendo así vapor a 7 MPa . Al trabajar a estas bajas presiones, el recipiente de presión no necesita ser demasiado grueso, pero sí lo suficientemente grande como para albergar todo los sistemas.

El agua circula por el núcleo llevándose el calor producido en los elementos combustibles, de esta forma actúa como refrigerante (además de moderador y reflector). En el núcleo llega a una temperatura en la cual se convierte a vapor, el cual pasa directamente hacia la turbina-generador. Típicamente el vapor primero pasa por una pequeña turbina de alta presión, luego por un separador de humedad y más tarde a dos o tres grandes turbinas de baja presión. Las turbinas están conectadas entre sí por un eje.

El vapor, luego de haber pasado por las turbinas atraviesa el condensador, que está al vacío y es refrigerado por el océano, mar, lago o río. El agua condensada es rebombada para comenzar el ciclo nuevamente.

Las barras de control, se utilizan para apagar el reactor y para mantener una distribución de potencia uniforme. Éstas son insertadas desde el fondo del núcleo por un sistema hidráulico.

Este tipo de reactor es utilizado en países como Estados Unidos, Suecia, Japón, México y Alemania. Como combustible dispone de ^{238}U enriquecido en ^{235}U . En la figura 2.4 se muestra un reactor BWR y las partes que lo constituyen.

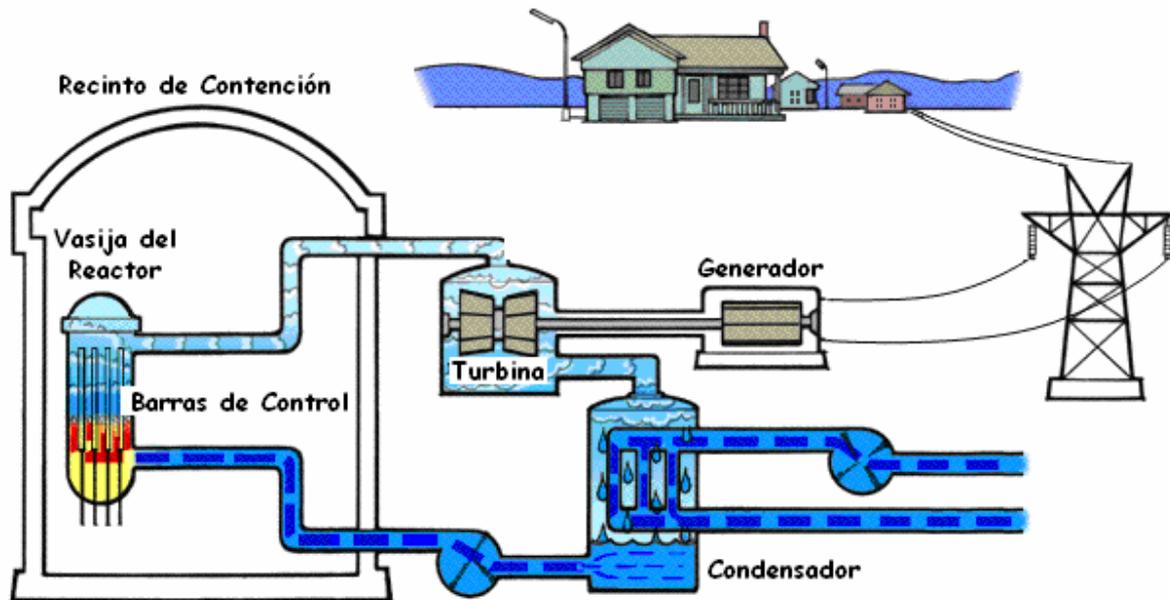


Figura 2.4 Reactor BWR [8]

La Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) cuenta con dos unidades, ambas utilizan un reactor del tipo BWR diseñado por la Compañía General Electric, la tabla 2.1 resume las principales características del reactor de la unidad uno en la CNLV.

Tabla 2.1 Características del reactor BWR de Laguna Verde.

Tipo	BWR/5
Potencia eléctrica (MWe)	670
Potencia térmica (MWt)	2027
Número de ensamblajes de combustible	444
Número de barras de control	109
Altura activa del núcleo (cm)	381
Diámetro del núcleo (cm)	362
Generación de potencia lineal (KW/ft):	
Promedio	5.4
Máxima	13.4
Densidad de potencia promedio (KW/l)	49.15
Enriquecimiento promedio (% ²³⁵ U)	
Núcleo inicial	1.86
Recargas	2 a 4
Presión del sistema en el núcleo (psia)	1035
Temperatura del moderador (°F):	549
Temperatura del combustible (°F):	
Promedio	2130
Máxima	3435
Fracción de vacío:	
Promedio	0.4
Máxima	0.7

CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

3

CAPÍTULO

Se llama ciclo de combustible nuclear, al conjunto de acciones que debe de pasar el combustible de un reactor nuclear, desde la extracción del material en las minas de uranio, hasta la disposición final [11]. Este ciclo de combustible puede ser de dos tipos, abierto y cerrado (ver figura 3.1). La diferencia principal estriba en que en el ciclo abierto no se reprocesa el combustible irradiado, la elección entre estas dos categorías se basa principalmente en parámetros de tipo económico y ambiental.

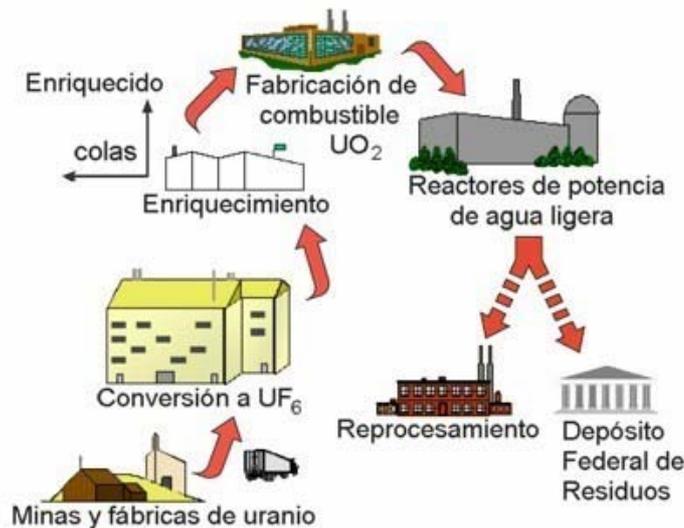


Figura 3.1 Ciclo de combustible nuclear [8]

La producción de combustible nuclear, su utilización en el reactor y la recuperación de materiales fisiles y fértiles en el combustible gastado constituyen el ciclo del combustible. El combustible puede ser uranio metálico, óxido o carburo de uranio, o bien una sal soluble en agua como el sulfato de uranio.

En una central nuclear el combustible gastado que se extrae del reactor tiene un valor residual que puede ser aprovechado mediante el reprocesamiento del combustible y una nueva utilización en el reactor. Esta posibilidad de reprocesamiento del combustible que sale del reactor justifica, junto con la larga cadena de operaciones de que es objeto, el concepto de ciclo de combustible, que es exclusivo de las centrales nucleares, siendo un factor diferencial básico en su economía con respecto a las centrales térmicas convencionales.

El ciclo de combustible nuclear consta de las siguientes etapas:

3.1 Minería de uranio

En esta etapa el mineral se saca de las minas. Se lleva a las plantas de beneficio, las cuales generalmente se encuentran ubicadas cerca de las minas, y es aquí en donde se encargan de la extracción y separación del mineral que contiene el uranio.

En las operaciones de extracción y manipulación de minerales, los elementos a considerar son radionucleidos naturales, isótopos de uranio (^{234}U , ^{235}U , ^{238}U) y torio, así como sus descendientes, componentes de las series radioactivas naturales.

Los desechos que se pueden encontrar son los lodos y residuos de filtros como también soluciones estériles de lixiviación. Son bombeados a un estanque de desechos donde precipitan los sólidos, decaen las actividades de los elementos de vida más corta y el líquido purificado.

3.2 Conversión del uranio a hexafluoruro de uranio UF_6

El concentrado de U_3O_8 extraído del mineral debe ser purificado y transformado en UF_6 para el enriquecimiento. Para convertir U_3O_8 a UF_6 se usa ya sea el proceso en seco por hidrófluoruro o el proceso húmedo de extracción por solventes.

El UF_6 es de fácil transportación, dado que a temperatura ambiente se encuentra en estado sólido, además, para el proceso de difusión gaseosa a una temperatura ligeramente elevada de alrededor 147°F y a una presión de 147 psi (punto triple) se encuentra en estado gaseoso.

3.3 Enriquecimiento

Una vez que el uranio concentrado se purifica, y pasa por los diferentes procesos hasta que se convierte en Hexafluoruro de uranio, éste se enriquece, es decir, se aumenta la proporción de átomos de ^{235}U con respecto al ^{238}U . Para ello se realiza una separación selectiva a nivel atómico, utilizando procesos de difusión gaseosa, ultracentrifugación, procesos aerodinámicos, intercambio químico o métodos de separación por láser. Los procesos utilizados actualmente de manera comercial son el de difusión gaseosa y el de ultracentrifugación.

3.4 Fabricación de los ensambles combustibles

En la fabricación de los ensambles combustibles, una vez que se obtiene el hexafluoruro de uranio enriquecido, éste se convierte en dióxido de uranio en polvo, para así poder comprimirlo y formar pastillas, a las cuales se les dan diversos

tratamientos térmicos y metalúrgicos. Una vez de haber pasado por estos tratamientos, estas pastillas se introducen en tubos de zircaloy, que son soldados y se someten a varias pruebas de calidad, una de ellas es que estos tubos se inspeccionan por un método de mapeo por radiación gama, con lo que se asegura que han sido cargados correctamente.

Una vez verificado estos tubos con las pastillas de dióxido de uranio se arman manualmente los ensambles combustibles sobre un soporte interior que tiene una abertura que sirve para dirigir el flujo del refrigerante a través de ellos. Una vez terminada la fabricación de ensambles son empacados y enviados al sitio donde serán cargados en el núcleo del reactor.

3.5 Irradiación del combustible

La irradiación del combustible se lleva a cabo en el núcleo del reactor, el cual opera continuamente por un lapso de tiempo, esto depende de la energía que se quiera generar y de la frecuencia de que se quieran hacer los cambios de los ensambles combustibles, aunque no todos los ensambles combustibles se cambian, lo que se hace es que se cambia una tercera o cuarta parte, dependiendo del diseño y generalmente los ensambles que se reemplazan son aquellos que han agotado su contenido de ^{235}U . Las etapas involucradas durante la irradiación del combustible deberán contemplar como objetivo primordial la optimización física y económica del combustible nuclear, siempre y cuando se cumpla con los requerimientos de seguridad impuestos por el organismo regulador.

3.6 Planeación de la carga del combustible en el núcleo del reactor

El establecimiento de la longitud del ciclo de operación del reactor es la base para manipular las variables involucradas en el plan de carga del combustible (después del primer ciclo de operación se le denomina plan de recarga), dado el nivel de potencia requerido. Para el buen desempeño del combustible hace falta la correcta inserción de combustible nuevo y reacomodo del combustible gastado en el núcleo del reactor sin violar las restricciones impuestas para la correcta operación de la Central. Las variables de interés son las siguientes:

1. Enriquecimiento del combustible.
2. Cantidad de venenos quemables utilizados para el control del exceso de reactividad del reactor durante el ciclo de operación.
3. Cantidad de combustible.
4. Cantidad del combustible irradiado que pueda ser reinsertado.
5. Patrón detallado de recarga y longitud del ciclo.
6. Modificaciones del diseño mecánico del combustible.

Las variables 1, 3, 4 y 5, tienen una gran influencia en los costos del ciclo de combustible y pueden afectar la factibilidad de cualquier plan de carga. Las restantes tienen efectos secundarios en los costos de combustibles y están asociadas al diseño de la recarga.

3.7 Residuos radiactivos

El almacenamiento de los residuos puede ser temporal o definitivo. El almacenamiento temporal supone, en algunos casos, el control y posterior reprocesamiento del combustible gastado. Si no es posible llevar a cabo el reprocesamiento, el combustible gastado se almacena en forma definitiva.

Los residuos radiactivos se pueden clasificar según su origen, su forma (sólidos, líquidos, gaseosos), su nivel de radiactividad, por la vida media de los isótopos radiactivos que contienen (de vida larga, de vida corta), por la intensidad de las radiaciones que emiten, por su radiotoxicidad, o bien por sus necesidades de almacenamiento.

El almacenamiento definitivo generalmente se aplica a aquellos residuos de alta actividad y vida larga, y se puede realizar enterrándolos a grandes distancias respecto de la superficie terrestre. También, se pueden almacenar en formaciones geológicas de mediana o gran profundidad (centenares de metros).

Es importante señalar, que el volumen de residuos radiactivos producidos por una central nuclear dependerá de las características de orden técnico del reactor que los produce. Es así como, los reactores de investigación poseen un núcleo pequeño con alta emisión de neutrones, generando cantidades de residuos bastantes menores en comparación a los reactores de potencia.

3.8 Reprocesamiento y confinación

Cuando el combustible irradiado se saca del reactor sólo se ha consumido una pequeña fracción del uranio que contiene. Se procede entonces al reprocesamiento del combustible con el objeto de separar el uranio que aún es utilizable. En el reprocesamiento también se pueden aislar ciertas cantidades de plutonio u otros productos de fisión, los cuales son de utilidad en el funcionamiento de algunos tipos de reactores. El reprocesamiento es complejo y demanda fuertes inversiones en plantas industriales de alta tecnología.

A corto plazo, lo primero que se hace con el combustible gastado es depositarlo en la piscina de almacenamiento de la propia central, a la que llega por un canal de transferencia. En las piscinas el agua que hay por encima del elemento sirve de blindaje biológico y además elimina el calor que se desprende de todo material con alta actividad.

El combustible gastado, tras unos años de estancia en la piscina de la central, se puede considerar como residuo radiactivo (ciclo abierto), en cuyo caso se ha de proceder a su gestión definitiva en su conjunto, o se considera como un producto del cual se pueden recuperar el uranio y el plutonio que contienen, para su aprovechamiento energético posterior (ciclo cerrado).

El proceso que se lleva a cabo en el segundo caso se denomina reprocesamiento en el cual, tras separar el uranio y el plutonio no consumidos, quedan como residuos los productos de fisión y los actínidos no recuperados. El uranio y el plutonio separados se reciclan en las fábricas de combustible como material fisionable, cerrando así el ciclo del combustible nuclear. Los residuos (tras unos años de enfriamiento) son solidificados por vitrificación, encapsulándolos en cilindros de acero inoxidable, constituyendo los únicos residuos de alta radiactividad que se derivan del ciclo del combustible nuclear.

El plutonio es un elemento que tiene fundamentalmente cuatro isótopos de número másico: 239, 240, 241 y 242, de los que únicamente son fisionables los que tienen número impar, 239 y 241, por lo que pueden ser considerados como combustible nuclear, y de hecho el plutonio producido en los combustibles nucleares se quema en parte durante la estancia de éste en el reactor, contribuyendo a la producción de energía y al inventario de los productos de fisión. Aunque son datos variables, un 25 % de la energía generada en una central nuclear procede de ese plutonio.

En el combustible gastado quedan entre 7 y 8 kilogramos de plutonio sin quemar por tonelada. Este plutonio, recuperado en el reproceso se usa para sustituir el ^{235}U en el combustible nuclear, fabricando pastillas de óxido de uranio y óxido de plutonio mezclados, que se llama combustible MOX. El combustible MOX, es una mezcla de plutonio y de uranio natural o agotado que se comporta de forma similar (aunque no idéntica) al uranio enriquecido que alimenta la mayoría de los reactores nucleares. El combustible MOX es una alternativa al combustible de uranio de bajo enriquecimiento utilizado en el reactor de agua ligera, los cuales son los predominantes en la generación de energía nuclear.

Las colas de minería y molienda son desechos de las operaciones de minería y molienda y emiten bajos niveles de radioactividad. El componente primario es el gas radón radioactivo emitido de estos desechos.

3.9 Producción del plutonio

El isótopo de ^{238}U puede convertirse en material físil si se bombardea con neutrones. Este proceso puede llevar a la obtención de un nuevo elemento. Cuando el átomo de ^{238}U captura un neutrón en su núcleo se transforma en un isótopo más pesado: el ^{239}U . Éste se desintegra con mucha rapidez y forma ^{239}Np que es un isótopo del elemento 93. Una nueva desintegración convierte este isótopo en otro del elemento 94, llamado ^{239}Pu . Otras sustancias radioactivas creadas son: cesio, rutenio, yodo, kriptón y estroncio.

Cuando los cilindros de combustible de uranio de un reactor nuclear llegan al final de su vida útil (usualmente alrededor de los tres años) el combustible es descargado y tratado como residuo nuclear altamente radioactivo. Este combustible nuclear irradiado es tan radiactivo que genera una gran cantidad de temperatura y necesita enfriamiento constante.

Algunos países que cuentan con energía nuclear han decidido utilizar un proceso para extraer el plutonio de los cilindros de combustible nuclear gastado. A este proceso se lo denomina "reprocesamiento". El reprocesamiento nuclear es crucial para producir plutonio.

El reprocesamiento se lleva a cabo en grandes instalaciones. Una vez que el combustible nuclear gastado se ha enfriado un poco, luego de uno a tres años, los cilindros son cortados en pedazos, esto libera todos los gases radioactivos acumulados dentro de los cilindros metálicos del combustible y muchos de estos gases son liberados a la atmósfera.

Los pedazos de cilindros del combustible gastado son vertidos en una gran tinaja de acero con ácido nítrico hirviendo. El ácido nítrico disuelve el combustible nuclear, pero deja las piezas de metal del cilindro intactas. Esta mezcla es posteriormente tamizada para quitar las piezas de metal de los cilindros y es guardada como desecho nuclear intermedio. Este desecho sigue siendo extremadamente radiactivo y requiere ser cuidado durante miles de años.

El líquido de desecho nuclear restante es pasado luego por un gran número de procedimientos químicos que utilizan solventes. De esta manera se extrae lentamente el plutonio y el uranio de la mezcla.

4.1 Método físico

Para el desarrollo de este capítulo se siguió un modelo [12] que permite sustituir una celda de combustible de 10 x 10 como la que se muestra en la figura 4.1 por una configuración sencilla de una celda equivalente que se muestra en la figura 4.2, la cual permite de manera rápida y eficiente simular un ciclo de equilibrio. A este modelo se le llama *modelo simplificado*.

La celda de 10 x 10 barras de combustible, contiene lo siguiente:

- 2 canales de agua (en rojo) y encamisado de zircaloy (en azul).
- Las regiones en rojo están rellenas de agua a 0% de vacíos (H20-v1).
- Las regiones en verde claro son de agua a 40% de vacíos (H20-v2).

También existen determinadas regiones de combustible (dióxido de uranio) a diferente enriquecimiento (UO₂-n) y con distintas concentraciones de gadolinio (UO₂-Gn), este último elemento se utiliza como absorbedor de neutrones (veneno consumible), el acero 304 (SS304) es utilizado en las barras de control.

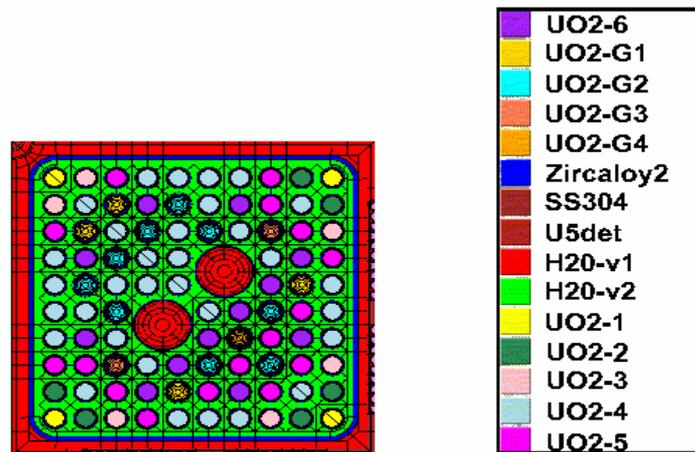


Figura 4.1 Celda de combustible 10x10

La celda equivalente nos permitirá hacer análisis de estrategias de disposición final de combustible gastado. La idea principal detrás de esta celda equivalente es que con un modelo simplificado, se tome en cuenta, de la mejor manera posible, la dependencia del

quemado del combustible y por lo tanto de la composición isotópica del mismo, con respecto al espectro de neutrones en el núcleo de un reactor de agua ligera y en particular de un reactor de agua en ebullición (BWR).

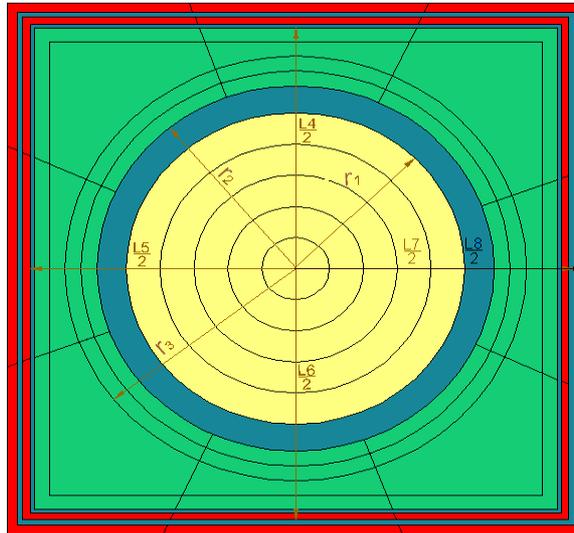


Figura 4.2 Configuración de la celda de combustible equivalente en CPM-3 [12].

Las regiones de la celda de combustible equivalente se tomaron proporcionalmente de la celda de 10 x 10, y se utilizó el código CPM-3 para simular esta celda. A continuación se menciona los valores que se obtienen al tener esta celda de combustible equivalente.

El radio del encamisado interno en cada barra de la celda 10 x 10 corresponde al radio del combustible en la configuración de la celda unitaria (región 1); $r_1 = 0.447 \text{ cm}$.

El radio del encamisado externo de cada barra delimita el área correspondiente a la región 2; $r_2 = 0.513 \text{ cm}$.

El área correspondiente a la celda unitaria (A_2) es:

$$A_2 = \pi * r_2^2 \dots \dots \dots (4.1)$$

Sustituyendo r_2 en la ecuación (4.1).

$$A_2 = 0.827 \text{ cm}^2$$

Las regiones 3 y 4 corresponden al mapeo del área del canal de agua (AC) en la celda de combustible 10 x 10.

$$AC = A_c - A_b - A_t \dots \dots \dots (4.2)$$

Ac corresponde al área interna de la celda, cuya longitud interior es 13.406 cm.

$$A_c = 179.723 \text{ cm}^2$$

Ab es el área correspondiente a las 92 barras de combustible en la celda 10 x 10.

$$A_b = 92 \text{ barras} * \pi * r_2^2 \dots\dots\dots(4.3)$$

$$A_b = 76.092 \text{ cm}^2$$

At es el área correspondiente a las regiones de agua a 0% de vacíos.

$$A_t = 2 * \pi * r_w^2 \dots\dots\dots(4.4)$$

Donde rw es el diámetro de cada uno de los tubos de agua.

$$A_t = 9.732 \text{ cm}^2$$

∴

$$A_c = 93.898 \text{ cm}^2$$

Para asignarle el AC a la celda unitaria, tenemos.

$$AC' = \frac{AC}{92} \dots\dots\dots(4.5)$$

$$AC' = 1.021 \text{ cm}^2$$

El área de la celda unitaria es igual a:

$$A_3 = A_2 + AC' \dots\dots\dots(4.6)$$

Sustituyendo valores.

$$A_3 = 1.847 \text{ cm}^2$$

El lado (L4) correspondiente a la región 3 de la celda unitaria es:

$$L_4 = \sqrt{A_3} \dots\dots\dots(4.7)$$

∴

$$\frac{L_4}{2} = 0.679 \text{ cm}$$

Y asignamos **r₃ = 0.6 cm.**

La región 4 corresponde al área del encamisado de los tubos de agua a 0% de vacíos (A_e).

$$A_e = 2 * \pi * (r_e^2 - r_i^2) \dots\dots\dots(4.8)$$

$r_e = 1.2446$ cm, radio externo del encamisado.

$r_i = 1.16874$ cm, radio interno del encamisado.

$$A_e = 1.150 \text{ cm}^2$$

Similar a la ecuación (4.4) el A_e' equivalente en la celda unitaria es:

$$A_{e'} = \frac{A_e}{92} \dots\dots\dots(4.9)$$

$$A_{e'} = 0.0125 \text{ cm}^2$$

El área de la celda unitaria es:

$$A_4 = A_3 + A_{e'} \dots\dots\dots(4.10)$$

$$A_4 = 1.860 \text{ cm}^2$$

$$L_4 = \sqrt{A_4} \dots\dots\dots(4.11)$$

∴

$$L_5 = \sqrt{A_4} \dots\dots\dots(4.12)$$

Y

$$\frac{L_5}{2} = \mathbf{0.682 \text{ cm.}}$$

La región 5 corresponde al área del agua a 0% de vacíos (A_i).

$$A_i = 2 * \pi * r_i^2 \dots\dots\dots(4.13)$$

Sustituyendo r_i en la ecuación (4.13).

$$A_i = 8.582 \text{ cm}^2$$

El A_i' correspondiente a la celda unitaria es:

$$A_{i'} = \frac{A_i}{92} \dots\dots\dots(4.14)$$

$$A_i' = 0.093 \text{ cm}^2$$

∴

$$A_5 = A_4 + A_i' \dots \dots \dots (4.15)$$

Sustituyendo valores en la ecuación (4.15).

$$A_5 = 1.953 \text{ cm}^2$$

Lo cual implica que:

$$L_6 = \sqrt{A_5} \dots \dots \dots (4.16)$$

Y

$$\frac{L_6}{2} = \mathbf{0.698 \text{ cm.}}$$

La región 6 corresponde al área del encamisado externo más espaciadores de zirconio e inonel. El ensamble de combustible 10 x 10 tiene las siguientes características:

Altura del ensamble (h): 15.24 cm.

Peso del inonel (Wi) = 53.03 g.

Densidad del inonel (ρ_i) = $8.2 \frac{\text{g}}{\text{cm}}$.

Peso del zirconio (Wz) = 318.4 g.

Densidad del zirconio (ρ_z) = $6.55 \frac{\text{g}}{\text{cm}}$.

El área que ocupa el inonel (A_{in}) en la celda 10 x 10 es:

$$A_{in} = \frac{W_i}{\rho_i * h} \dots \dots \dots (4.17)$$

Similarmente, el área del zirconio (A_z) es:

$$A_z = \frac{W_z}{\rho_z * h} \dots \dots \dots (4.18)$$

Sustituyendo valores en las ecuaciones (4.17) y (4.18):

$$A_{in} = 0.424 \text{ cm}^2.$$

$$A_z = 3.189 \text{ cm}^2.$$

Para el encamisado externo tenemos:

Longitud interior de la celda (l) = 13.406 cm.

Espesor del encamisado (e) : 0.203 cm.

El área del encamisado externo (A_{ex}) se calcula de la siguiente forma:

$$A_{ex} = (l+2*e)^2-l^2 \dots\dots\dots(4.19)$$

Sustituyendo valores en la ecuación (4.19):

$$A_{ex} = 11.061 \text{ cm}^2$$

Tenemos un área total (A_t) correspondiente a la región 6.

$$A_t = A_{in} + A_z + A_{ex} \dots\dots\dots(4.20)$$

$$A_t = 14.675 \text{ cm}^2$$

Para la celda unitaria.

$$A_t' = \frac{A_t}{92} \dots\dots\dots(4.21)$$

$$A_t' = 0.159 \text{ cm}^2$$

El área de la celda unitaria es:

$$A_6 = A_5 + A_t' \dots\dots\dots(4.22)$$

$$A_6 = 2.113 \text{ cm}^2$$

De la ecuación (4.22).

$$L_7 = \sqrt{A_6} \dots\dots\dots(4.23)$$

Y

$$\frac{L_7}{2} = \mathbf{0.726 \text{ m.}}$$

La región 7 corresponde al área del canal de agua externo (A_H).

El ancho del canal de agua (w) es de 1.427 cm.

La longitud de la celda (l_c) es:

$$l_c = l + 2 \cdot e \dots \dots \dots (4.24)$$

$$l_c = 13.812 \text{ cm}$$

Por lo cual A_H está dada por:

$$A_H = (l_c + w)^2 - l_c^2 \dots \dots \dots (4.25)$$

$$A_H = 41.471 \text{ cm}^2$$

El área correspondiente a la región 7 en la celda unitaria es:

$$A_{H'} = \frac{A_H}{92} \dots \dots \dots (4.26)$$

$$A_{H'} = 0.451 \text{ cm}^2$$

El área de la celda unitaria es:

$$A_7 = A_7 + A_{H'} \dots \dots \dots (4.27)$$

$$A_7 = 2.563 \text{ cm}^2$$

De la ecuación (4.27).

$$L_8 = \sqrt{A_7} \dots \dots \dots (4.28)$$

Y

$$\frac{L_8}{2} = 0.801 \text{ cm}$$

4.2 El código CPM-3

Para simular la celda de combustible se utilizó el código CPM-3 [13], el cual es un código avanzado que simula la física de los neutrones en un medio combustible, permite también la simulación del quemado del combustible, calculando el flujo neutrónico, la radiación gamma, el eigenvalor y el agotamiento isotópico para ensambles de combustible de un núcleo de un reactor de agua ligera (LWR). CPM-3 acopla métodos determinísticos para la solución de la ecuación de transporte de neutrones con un modelo de geometría arbitraria (basada en técnicas de geometría combinatoria), obteniendo así una herramienta altamente flexible y exacta al analizar celdas de ensambles combustible de diseño geométrico regular e irregular.

Emplea la técnica de multigrupos y dos métodos de solución [14] a la teoría de transporte de neutrones en dos dimensiones: el método de las probabilidades de colisión y el método de las características. Otra característica importante de CPM-3 es que incluye la capacidad para determinar el agotamiento isotópico para cálculos de quemado del combustible dependiente del tiempo.

El código CPM-3 incluye una biblioteca de datos nucleares derivado de ENDF/B-VI, que contiene datos de secciones transversales eficaces y parámetros nucleares divididos en 97 grupos de energía para 300 nuclidos. El código CPM-3 ofrece la posibilidad de simular el comportamiento del combustible en 2 dimensiones a manera de celda, con las regiones de combustible, moderador y material de encamisado deseadas. Cada una de las regiones definida por el *input* de geometría arbitraria se considera una región de flujo plano. Una pastilla de combustible se puede subdividir en múltiples sectores y regiones radiales de flujo plano para obtener una variación espacial más detallada. No hay opción para homogeneizar regiones en la solución del flujo, pero el usuario puede homogeneizar o promediar regiones en las ediciones de salida.

4.3 Definición en CPM-3 de una celda de combustible en dos dimensiones.

La celda de combustible equivalente, se simuló en CPM-3, aunque también es posible hacerlo con cualquier simulador de combustible de reactores de agua ligera. En este caso se tomó un modelo simplificado para la determinación isotópica del combustible al ser irradiado en un reactor de agua ligera (LWR). En este modelo podemos obtener la masa de combustible de uranio y plutonio que vamos a emplear en las diferentes etapas de reciclado, tomando un ciclo de equilibrio determinado a través de una celda de combustible equivalente a un ensamble completo, el cual a su vez representa un núcleo en equilibrio cargado con ese tipo de combustible.

4.4 Balance de material

En el balance de material del combustible gastado, se obtendrán las cantidades de combustible, que en este caso es uranio y plutonio, disponibles para el reprocesamiento.

En la primera parte de este balance vamos a tomar el modelo simplificado para la determinación isotópica del combustible. En este caso se simuló un ciclo de equilibrio de 24 meses para un reactor de agua en ebullición (BWR), y se tomó como base una celda de combustible de 10 x 10, que tendrá una aplicación en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV).

En la segunda parte de este balance, para poder llevar a cabo el reciclado de uranio y plutonio, a partir de los resultados del balance de material, se procedió de manera semejante a la simulación de un ciclo de equilibrio de 24 meses para un reactor BWR,

pero en este caso la celda base de combustible 10 x 10 contiene combustible de óxidos mixtos de uranio y plutonio (MOX).

4.5 Determinación de los parámetros del ciclo de equilibrio

Para llevar a cabo la simulación de un ciclo de equilibrio en CPM-3, se toman en cuenta algunas consideraciones en la determinación de los parámetros de entrada, basados en el modelo de reactividad lineal [15].

Si consideramos al factor de multiplicación infinito del combustible como una función lineal del quemado para todos los ensambles, podemos escribir.

$$k_i = k_o - \alpha B_i \dots \dots \dots (4.1)$$

k_o es el factor de multiplicación de neutrones inicial del combustible fresco a condiciones de operación a plena potencia y considerando los productos de fisión saturados en equilibrio.

Si el factor de multiplicación infinito requerido para mantener una reacción nuclear en cadena al final del ciclo de operación es k_f , entonces la capacidad del ciclo del quemado del reactor que es suministrado enteramente con combustible fresco es.

$$B_1 = \frac{k_o - k_f}{\alpha} \dots \dots \dots (4.2)$$

B_1 es el quemado del ciclo de combustible asociado con un ciclo simple, cargado en su totalidad con combustible fresco. Considerando el caso en el cual usamos el mismo combustible pero reemplazando solamente la mitad de los ensambles al final de cada ciclo, tal que cada lote de combustible reside en el reactor durante dos ciclos. Al final de cada ciclo el factor de multiplicación es obtenido de acuerdo a la ecuación (4.1). Si B_2 es el quemado al final de cada ciclo cuando el factor de multiplicación del reactor es k_f , entonces.

$$\begin{aligned} k_f &= \frac{k_o - \alpha B_2}{2} + \frac{k_o - 2\alpha \alpha_2}{2} \\ &= k_o - \frac{3\alpha \alpha_2}{2} \dots \dots \dots (4.3) \end{aligned}$$

Y

$$B_2 = \frac{2(k_o - k_f)}{3\alpha} = \frac{2}{3} B_1 \dots \dots \dots (4.4)$$

Dado que cada lote posee un quemado total de $2B_2$ antes de ser descargado, este modo de operación alcanza un tercio más de quemado que removiendo todo el combustible al final de cada ciclo. Si extendemos este procedimiento a la situación en donde cada ensamble de combustible permanece en el reactor por n ciclos de operación y reemplazamos $1/n$ de los ensambles en cada recarga, entonces.

$$k_F = k_o - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n i\alpha \cdot B_n \dots\dots\dots(4.5)$$

Ya que

$$\sum_{i=1}^n i = \frac{n(n+1)}{2} \dots\dots\dots(4.6)$$

Entonces

$$k_F = k_o - \left(\frac{n+1}{2}\right)\alpha \cdot B_n \dots\dots\dots(4.7)$$

En este caso el quemado del ciclo, B_n , es:

$$B_n = \frac{2(k_o - k_F)}{\alpha(n+1)} \dots\dots\dots(4.8)$$

Y el quemado del combustible a la descarga es:

$$B_d = nB_n = \left(\frac{2n}{n+1}\right) \frac{k_o - k_F}{\alpha} = \frac{2n}{n+1} B_1 \dots\dots\dots(4.9)$$

El quemado B_1 va a ser la base para obtener los resultados del análisis físico.

4.6 Modelo de decaimiento radioactivo

Para poder reprocesar el uranio y el plutonio, es necesario dejar un determinado tiempo, esto es con el fin de que la radioactividad de los radionuclidos decaiga, y se pueda trabajar nuevamente con ellos. Este decaimiento se puede llevar a cabo en las albercas del reactor o en almacenamiento en seco con aire. Para poder simular este decaimiento de los radionuclidos, se utilizó un programa en C++ que ya ha sido utilizado y validado para simular el decaimiento de los radionuclidos a través de los años, este programa se llama DECAY [12].

DECAY calcula las concentraciones atómicas de los nuclidos después de determinado tiempo de decaimiento en años. El decaimiento de un lote de combustible está relacionado con el decaimiento radioactivo de un monto de material inicial en estado puro. La figura 4.3 muestra las cadenas de decaimiento de los radionuclidos presentes después de irradiar el UO_2 utilizadas en DECAY.

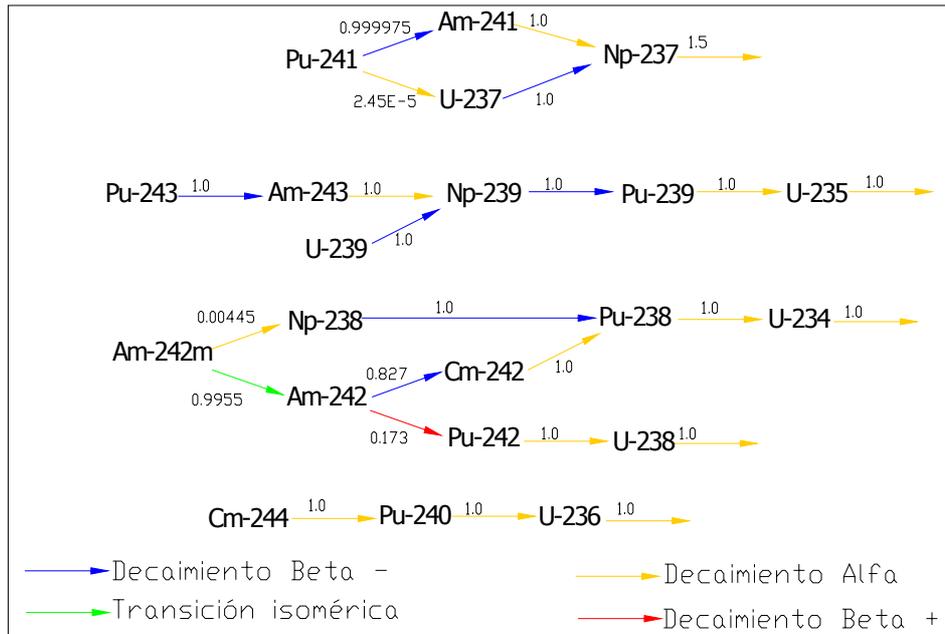


Figura 4.3 Cadenas de decaimiento

4.7 Método de Análisis Económico

Para el desarrollo de este análisis seguimos una metodología [16] que evalúa el ciclo de combustible de los reactores de agua ligera. Este análisis está basado en el modelo de balance de material y se toman algunos valores de dicho balance, en este caso, lo aplicamos para un lote de equilibrio, con un quemado de descarga de 48,000 MWD/TU de un reactor de agua en ebullición de tamaño mediano (BWR/5), como las dos unidades existentes en la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde. Los escenarios de disposición final analizados son tres:

- Irradiación del combustible con disposición final del combustible gastado.*
- Reprocesamiento de uranio y plutonio sin reciclado.*
- Reprocesamiento de uranio y plutonio con reciclado de plutonio.*

4.7.1 Método del valor presente continuo

Dado que las transacciones monetarias ocurren diariamente o a cada hora en la mayoría de los negocios, y el dinero es normalmente "puesto a trabajar" en los negocios tan pronto como es recibido, en el método del valor presente continuo, cada año es dividido en un número infinito de períodos de interés. Matemáticamente, el factor de valor presente continuo bajo condiciones de interés compuesto está dado por.

$$PVF_c = \lim_{n \rightarrow \infty} P \left(1 + \frac{i}{n} \right)^{jn} = e^{-ij}$$

Los pagos, créditos y la energía se evalúan multiplicando cada componente del costo con la masa de combustible del ciclo de equilibrio (en este caso se toma como base la cantidad de uranio en la recarga de 1000 kg) y el factor del valor presente apropiado, sumándolos sobre cualquier número de ciclos.

4.7.2 Costo Unitario del Combustible

Antes de abordar el tema de los costos, necesitamos definir algunos parámetros del reactor de la Central Nucleolétrica Laguna Verde (CNLV). La tabla 4.1 muestra las características de operación de uno de los reactores de la CNLV, además de las tasas de descuento que se manejan en el análisis. La tasa de descuento del 12% es la tasa con la cual se manejan los flujos de capital antes de la etapa de post-irradiación, mientras que en esta última etapa se maneja además una tasa del 9%. La razón es que para crear un fondo, a fin de pagar los costos de disposición final del combustible, se debe utilizar una tasa de descuento más baja que la usada en el flujo de efectivo normal.

Tabla 4.1 Parámetros del reactor de agua en ebullición

Parámetro	Valor
Potencia térmica (MWt)	2027
Eficiencia eléctrica	34%
Factor de capacidad	82%
Quemado (MWD/TU)	48,000
Tasa de descuento (R)	12%
Tasa de descuento (r)	9%

Mientras que la potencia térmica, la eficiencia eléctrica y el factor de capacidad son específicos al tipo de reactor, el quemado y las tasas de descuento son variables que se pueden manipular para observar la diferencia en cuanto a energía generada en ciclos de quemados cortos o bien la incertidumbre en los costos de combustible, de acuerdo a las tasas de descuento utilizadas.

4.7.3 Energía generada a valor presente

La unidad más pequeña de combustible es un ensamble de combustible, mientras que un lote es una cantidad de ensambles de combustible del mismo tipo que entra al reactor al mismo tiempo, pero que van saliendo del núcleo en diferentes ciclos.

La energía en kWh generada por lote de combustible está dada por.

$$E_0 = 1000 * n * B_d * Amt * 24 \dots\dots\dots(4.1)$$

Donde:

B_d = Quemado promedio a la descarga del sublote en MWD/kgU.

Amt = La masa del sublote en (kgU).

n = La eficiencia eléctrica.

La energía a valor presente, generada en el reciclado de uranio está dada por la suma de la energía del combustible fresco y la fracción de combustible gastado (plutonio con uranio de desecho, uranio natural o uranio de colas), al integrarlo en la forma de combustible MOX.

$$E_T = E_{UO_2} + E_{MOX} \dots\dots\dots(4.2)$$

4.7.4 Obtención de los montos de combustible

Se calculan los montos de combustible en la etapa de enriquecimiento, estos enriquecimientos están dados en % de peso (w/o) de ^{235}U . También hay que incluir los porcentajes de pérdidas por conversión y fabricación y el monto necesario de uranio natural para obtener cierta cantidad de combustible en la fabricación. Aquí se toma en cuenta las pérdidas por conversión que equivalen a un 0.5% y las pérdidas por fabricación son del 1.0%.

4.7.5 Costos asociados a la pre-irradiación del combustible (frontend)

El costo total es la suma de los costos de uranio natural, conversión, enriquecimiento y fabricación, también hay cierto tiempo en el que se realiza la compra de uranio natural antes de la fecha de inicio, que es la fecha en la que se carga la fracción de ensambles requerida en el ciclo de equilibrio.

4.7.6 Costos asociados a la post-irradiación del combustible (backend)

En la post-irradiación del combustible tenemos los costos de tres escenarios que son los siguientes:

- a) Disposición directa.
- b) Reprocesamiento de uranio y plutonio.
- c) Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio proveniente del combustible gastado, uranio natural y uranio de colas.

4.7.6.1 Costos asociados al escenario de disposición directa

Se toman en cuenta dos costos, el costo de transporte de combustible gastado a un almacenamiento interino y el costo y disposición directa del combustible.

4.7.6.2 Costos asociados al escenario de reprocesamiento de uranio y plutonio

Aquí se toman en cuenta los siguientes costos:

- Costo de transporte de combustible gastado a Europa.
- Costo de reprocesamiento de combustible gastado.
- Costo de transporte de desechos radioactivos de alto nivel (HLW) de Europa.
- Costo por disposición y encapsulamiento de HLW.

Créditos de uranio y plutonio

Los créditos de uranio y plutonio se calculan considerando la existencia de un mercado para estos productos extraídos del combustible gastado, el crédito de plutonio se calcula con un supuesto valor del costo unitario del plutonio y con base a los kilogramos de plutonio físil extraídos del balance de material en la etapa de reprocesamiento.

El tiempo en el cual se obtiene el uranio y el plutonio es un año después de que empieza el proceso de reprocesamiento.

Para el caso del uranio, el costo unitario es calculado asumiendo sobre la base de un 1 kg de uranio a un enriquecimiento mayor al uranio natural.

En el caso de reprocesamiento analizado en esta tesis, el porcentaje isotópico de ^{235}U

del uranio procedente del combustible gastado ($w/oU_{irep} = 0.5743$) es menor al enriquecimiento del uranio natural (0.711 w/o), debido al quemado muy largo (48,000 MWD/TU) utilizado en el ciclo de equilibrio, su valor en el mercado sería menor al valor del uranio natural, además del costo y los problemas que implica el contenido de ^{236}U en las plantas de enriquecimiento si se quisiera obtener un enriquecimiento mayor, motivo por el cual el crédito del uranio no es considerado.

Tanto en el escenario de disposición directa, como en el escenario de reprocesamiento de uranio y plutonio, todos los costos están asociados a la energía generada por el combustible fresco (EuO_2), por lo que para obtener el costo unitario de combustible asociado a cada una de estas estrategias, basta sumar los costos implícitos en cada actividad y el resultado dividirlo entre la energía considerada.

4.7.6.3 Costos asociados al reciclado de plutonio

Similar al escenario de reprocesamiento de uranio y plutonio, los costos asociados al reciclado de plutonio son iguales tanto en el transporte de combustible gastado a Europa, reprocesamiento de combustible gastado, transporte de desechos radioactivos de alto nivel (HLW) de Europa y en disposición de los HLW, sin embargo, el costo unitario en este escenario, depende no sólo de la energía generada por el combustible fresco, sino también de la energía generada por el combustible MOX. Los costos asociados son:

- Costo de fabricación del combustible MOX.
- Costo de transporte del combustible gastado al almacenamiento, aquí se toman en cuenta los tiempos en donde el combustible gastado se almacena antes de ser enviado a la planta de reprocesamiento y el tiempo en el cual se almacena el combustible gastado procedente de la fabricación del combustible MOX.
- Costo por encapsulamiento y disposición de combustible gastado.

5.1 Análisis físico

Para analizar el comportamiento físico de los nuclidos, primero utilizamos el código CPM-3, para calcular el enriquecimiento que debemos darle al uranio cuando lo estamos introduciendo por primera vez al reactor nuclear y también cuando lo queremos reprocesar, después utilizamos DECAY para simular el enfriamiento de los radionuclidos del combustible gastado a través de los años, que en nuestro caso fueron seis años y finalmente se hicieron cálculos en Excel con diferentes escenarios para el reprocesamiento y reciclado del combustible para estimar los costos.

5.2 Cálculo del enriquecimiento de la celda de equilibrio con CPM-3

Una vez que se obtuvo la ecuación 4.9, despejamos el quemado B_1 , y posteriormente damos un quemado de descarga de 48,000 MWD/TU, para un tiempo de residencia del lote de combustible en equilibrio de tres ciclos de operación (simulando un ciclo de equilibrio de 24 meses), se tiene un quemado de.

$$B_1 = \frac{4}{6} * 48,000 \text{ MWD/TU} = 32,000 \text{ MWD/TU} \dots\dots\dots(5.1)$$

Con este quemado B_1 , necesitamos encontrar el enriquecimiento de la celda equivalente que produce el factor de multiplicación de neutrones crítico (k_{crit}) a este quemado. Por experiencia se asigna un 3.7% de $\Delta k/k$ de reactividad [17] debido a las fugas de neutrones para la obtención de la k_{crit} . De acuerdo con la ecuación 5.1 y el incremento de k , necesitamos un quemado de 32,000 MWD/TU y una $k_{\infty} = 1.037$. Una vez que obtenemos estos valores utilizamos el código CPM-3 y a través de un proceso iterativo, en donde se proponen valores de enriquecimiento tales que k_{∞} converja a 1.037 a un quemado de 32,000 MWD/TU; se obtuvo un enriquecimiento de **4.1%**.

La figura 5.1 muestra la gráfica de k_{∞} vs quemado de combustible, de la celda equivalente, estos datos son los que obtuvimos en el archivo *output* del código CPM-3.

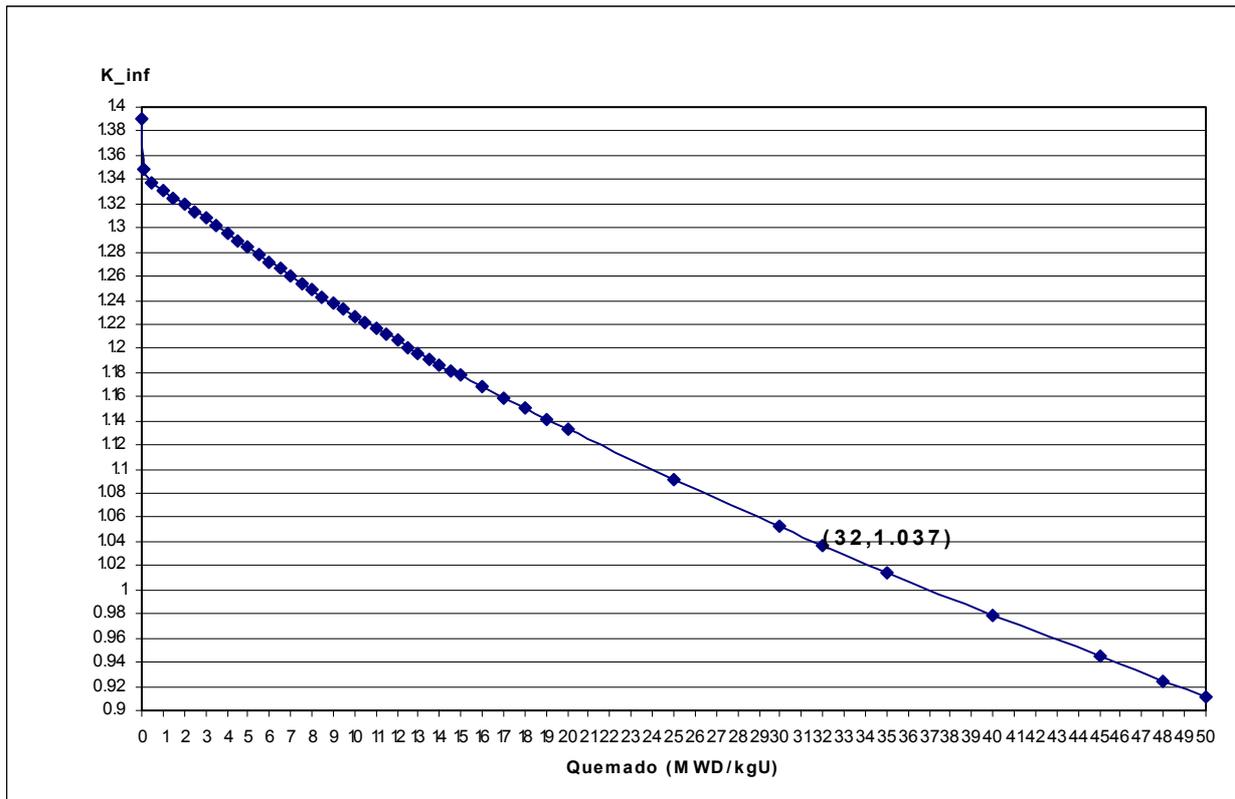


Figura 5.1 Gráfica de k_{∞} vs quemado, utilizando la celda equivalente y uranio natural.

5.3 Cuantificación de uranio y plutonio para su reprocesamiento utilizando como base 1000 kg de UO_2 .

Como ya se había dicho, el combustible gastado requiere de cierto tiempo de decaimiento antes de llevar a cabo su reprocesamiento. La Tabla 5.1 muestra la composición isotópica de los radionuclidos obtenidos con CPM-3 (segunda columna), de acuerdo a la celda de combustible equivalente definida anteriormente para un ciclo de equilibrio y un quemado a la descarga de 48,000 MWD/TU. Al utilizar DECAY se muestran los resultados después de 6 años de decaimiento (tercera columna).

Tabla 5.1 Composición isotópica de la celda de combustible gastado después de 6 años de decaimiento.

Nuclido	ρ_N inicial (at/barn-cm)	ρ_N final (at/barn-cm)
$^{234}_{92}U$	5.524981E-08	1.598018E-07
$^{235}_{92}U$	3.291890E-04	3.291894E-04
$^{236}_{92}U$	1.059878E-04	1.060149E-04
$^{237}_{92}U$	1.342692E-07	6.106536E-13
$^{238}_{92}U$	2.110603E-02	2.110603E-0
$^{239}_{92}U$	8.657070E-09	0
$^{237}_{93}Np$	8.310020E-06	8.487143E-06
$^{238}_{93}Np$	1.485631E-08	2.641048E-15
$^{239}_{93}Np$	1.249502E-06	1.062709E-12
$^{238}_{94}Pu$	2.180731E-06	2.337303E-06
$^{239}_{94}Pu$	1.281304E-04	1.281304E-04
$^{240}_{94}Pu$	4.282062E-05	4.282062E-05
$^{241}_{94}Pu$	1.953644E-05	1.953644E-05
$^{242}_{94}Pu$	6.907610E-06	6.907611E-06
$^{243}_{94}Pu$	1.308882E-09	0
$^{241}_{95}Am$	1.017609E-06	7.542571E-06
$^{242}_{95}Am$	1.623586E-09	1.841532E-13
$^{243}_{95}Am$	1.196638E-06	1.197270E-06
$^{242}_{95}Am$	1.448813E-08	1.406703E-08
$^{242}_{96}Cm$	2.190950E-07	5.977026E-11
$^{244}_{96}Cm$	2.916549E-07	2.317823E-07

Para obtener la cuantificación del uranio y el plutonio se procede de la siguiente manera:

Obtenemos la masa m_i de cierto radionuclido [18].

$$m_i = \rho_i * V_T \dots \dots \dots (5.2)$$

Donde:

ρ_i = densidad del radionuclido.

V_T = volumen total.

Y a su vez la densidad la podemos obtener como:

$$\rho_i \left(\frac{\text{gr}}{\text{cm}^3} \right) [=] N_i \left(\frac{\text{atm}}{\text{barn} - \text{cm}} \right) * \frac{1}{N_A} \left(\frac{\text{mol}}{\text{atm}} \right) * M_i \left(\frac{\text{gr}}{\text{mol}} \right) * \left(\frac{\text{barn}}{1 \times 10^{-24} \text{cm}^2} \right) \dots \dots \dots (5.3)$$

El volumen total está dado por.

$$V_T = \frac{m_U}{\rho_U} \dots \dots \dots (5.4)$$

Donde:

m_u es la masa en [kg] del uranio, y vamos a tomar 1000 kg.

ρ_u es la densidad del uranio, y la densidad del dióxido de uranio es, $\rho_{UO_2} = 0.0105 \text{ kg/cm}^3$.

Dado que en el UO_2 el oxígeno ocupa un 11.85 w/o, entonces, el uranio ocupa un 88.15 w/o, de manera que para cuantificar la masa total (m_T) de n nuclidos, basta con efectuar la sumatoria de sus densidades y multiplicarlas por el volumen total, de acuerdo a las ecuaciones (5.3), (5.4) y esta última consideración resulta.

$$m_T = \sum_{i=1}^n \left(N_i * M_i \right) \left(\frac{1}{N_A} * \frac{1}{1 \times 10^{-24}} \right) \left(\frac{m_U}{\rho_{UO_2}} \right) \left(\frac{1}{0.8815} \right) \dots \dots \dots (5.5)$$

A partir de los datos de la Tabla 5.1 y la ecuación (5.5) obtenemos, después de 6 años de decaimiento del combustible, los siguientes valores.

Cantidad de plutonio total:

$$m_{p_u} = (0.04779905) \left(\frac{1}{6.0221499 \times 10^{23}} * \frac{1}{1 \times 10^{-24}} \right) \left(\frac{1000}{0.0105} \right) \left(\frac{1}{0.8815} \right) \text{kg} \dots \dots \dots (5.6)$$

$$m_{p_u} = 8.5754 \text{ kg}$$

Análogamente se obtiene el uranio total:

$$m_U = 919.5723 \text{ kg}$$

La tabla 5.2 muestra el balance isotópico efectuado tanto para el uranio como el plutonio.

Tabla 5.2 Contenido de uranio y plutonio en la celda de combustible gastado.

Nuclido	M_i	ρ_i (atm/barn-cm)	$M_i * \rho_i$	m_i (kg)	w_i/o (combustible)	w_i/o (respecto al uranio)
Uranio(92)	234	1,598018E-07	3,739362E-05	0,0067	0,0007	0,0007
	235	3,291894E-04	7,735951E-02	13,8788	1,4953	1,5093
	236	1,060149E-04	2,501952E-02	4,4886	0,4836	0,4881
	238	2,110603E-02	5,023235E+00	901,1982	97,0964	98,0019
		Total uranio		5,125652E+00	919,5723	99,0761
Nuclido	M_i					w_i/o (respecto al plutonio)
Plutonio(94)	238	2,180731E-06	5,190140E-04	0,0931	0,0100	1,0858
	239	1,281304E-04	3,062317E-02	5,4940	0,5919	64,0665
	240	4,282062E-05	1,027695E-02	1,8437	0,1986	21,5003
	241	1,953644E-05	4,708282E-03	0,8447	0,0910	9,8502
	242	6,907610E-06	1,671642E-03	0,2999	0,0323	3,4972
		Total plutonio		4,779905E-02	8,5754	0,9239
	Total		5,173451E+00	928,1478	100,00	

5.4 Configuración del ensamble MOX con reprocesamiento y reciclado de uranio-plutonio

Como ya se había mencionado anteriormente, el ensamble MOX, es la mezcla del uranio con el plutonio, y a continuación vamos a obtener la reactividad que vamos a necesitar dentro de la configuración del ensamble para encontrar la masa de uranio necesaria, tal que, al mezclarlo con el plutonio obtenido del reprocesamiento, permita alcanzar el quemado de descarga deseado para un ciclo de equilibrio de 24 meses.

Para este tipo de configuraciones de ensamble MOX vamos a analizar tres escenarios los cuales se clasifican dependiendo del tipo de uranio que se esté utilizando. Estos escenarios son los siguientes:

- Configuración del ensamble MOX con reciclado de plutonio y uranio gastado.
- Configuración del ensamble MOX con reciclado de plutonio y uranio natural.
- Configuración del ensamble MOX con reciclado de plutonio y uranio de colas.

Empezaremos a analizar el primer caso.

5.4.1 Configuración del ensamble MOX con reciclado de plutonio y uranio gastado

Para este tipo de configuración se utilizaron los datos que obtuvimos anteriormente del uranio y el plutonio del balance de material de la celda de combustible gastado.

La cantidad de uranio necesaria en kilogramos para obtener la reactividad deseada de acuerdo al enriquecimiento del plutonio (w/o(Pu)), está dada por la siguiente fórmula.

$$m'_u = \frac{(m_{Pu^{239}} + m_{Pu^{241}}) - (w/o(Pu) * m_{(Pu+Am)})}{w/o(Pu)} \dots\dots\dots(5.7)$$

de modo tal que la masa para cada isótopo de uranio es.

$$m'_{u_i} = \frac{m'_u}{m_u} * m_{u_i} \dots\dots\dots(5.8)$$

Donde:

m_u = masa total de uranio obtenida del combustible gastado.

m_{u_i} = masa para cada isótopo de uranio, obtenida del combustible gastado.

Teniendo en consideración que en el reprocesamiento de uranio y plutonio, hay pérdidas del 2% y de los datos de la tabla 5.2 se obtienen los resultados de la tabla 5.3.

Tabla 5.3 Cantidad de uranio, plutonio y americio después del reprocesamiento.

Nuclido	M_i	m_i (kg)
Uranio	234	0,0154
	235	5,1751
	236	4,9236
	238	874,2580
	Total uranio	884,3721
Plutonio	238	0,0913
	239	5,3841
	240	1,8069
	241	0,8278
	242	0,2939
	Total plutonio	8,4039
Americio^[*]	241	0,3196
	Monto total	893,0956

[*] El ^{241}Am se forma a partir del decaimiento beta (-) del ^{241}Pu durante el periodo de 2 años comprendido entre el reciclado y la fabricación de combustible MOX.

Además de las pérdidas por reprocesamiento, existen también pérdidas del 1% debido a la fabricación de combustible MOX, modificando los montos de plutonio, tenemos de acuerdo a la tabla 5.3 los resultados mostrados en la tabla 5.4.

Tabla 5.4 Cantidad de plutonio y americio del reprocesamiento utilizada en la fabricación de combustible MOX.

Nuclido	M _i	m _i (kg)
Plutonio	238	0,0903
	239	5,3303
	240	1,7888
	241	0,8195
	242	0,2910
	Total plutonio	8,3199
Americio	245	0,3164

Una vez que descontamos las pérdidas por reciclado y por la fabricación del combustible MOX, ahora vamos a variar el enriquecimiento de plutonio en la ecuación 5.7 y con los datos de la tabla 5.4, los vamos a ir sustituyendo en el código CPM-3 en un proceso de prueba y error hasta encontrar la simulación de la celda de combustible MOX, para una $k_{\infty} = 1.037$, necesitamos alcanzar un quemado de 32,000 MWD/TU, lo cual una vez alcanzado este objetivo tenemos los siguientes resultados.

$$\mathbf{w/o(Pu) = 5.385 \% (Enriquecimiento necesario)}$$

De la ecuación (5.7)

$$m'_u = \frac{(5.3303 + 0.8195) - (0.053850 * 8.6363)}{0.053850}$$

$$m'_u = 105.56 \text{ kg}$$

Como en la fabricación del combustible MOX hay perdidas del 1%, vamos a necesitar 106.62 kg de uranio, de modo tal que el monto restante de uranio procedente del combustible gastado es de 777.7514 kg.

El balance de material para los isótopos de uranio, plutonio y americio, en la configuración del combustible MOX, se muestra en la tabla 5.5.

Tabla 5.5 Composición del combustible en el combustible MOX con reciclado de uranio y plutonio.

Nuclido	M_i	m_i (kg)	m_i/m_T	w/o (celda MOX)
Uranio	234	0,0018	0,0000	0,00142
	235	0,6177	0,0054	0,47682
	236	0,5877	0,0051	0,45365
	238	104,3578	0,9138	80,55192
	Total uranio	105,5651		
Plutonio	238	0,0903	0,0008	0,06973
	239	5,3303	0,0467	4,11433
	240	1,7888	0,0157	1,38074
	241	0,8195	0,0072	0,63257
	242	0,2910	0,0025	0,22459
	Total plutonio	8,3199		
Americio	241	0,3164	0,0028	0,24422
	Masa total (m_T)	114,2014	0,0028	88,15

La figura 5.2 muestra la gráfica de k_∞ vs quemado de combustible (expresado en MWD/kgU), en la configuración del ensamble de combustible MOX con uranio reciclado, estos datos son los que obtuvimos en el archivo *output* del código CPM-3 y se muestran en la tabla 5.8.

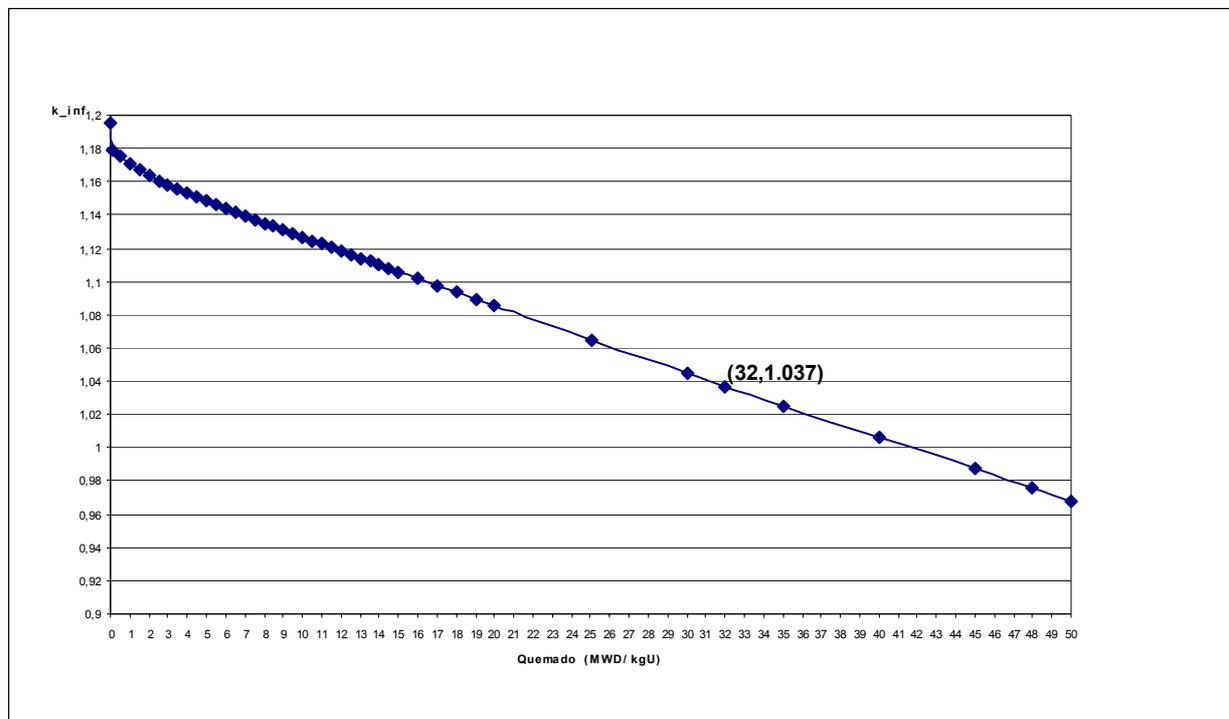


Figura 5.2 Gráfica de k_∞ vs quemado de la configuración del ensamble MOX con uranio y plutonio reciclado

5.4.2 Configuración del ensamble MOX con reciclado de plutonio y uranio natural

Análogamente a lo que realizamos en el ensamble anterior que fue el ensamble MOX con reciclado de uranio y plutonio, nuevamente vamos a variar el enriquecimiento de plutonio en la ecuación 5.7 y con los datos de la tabla 5.4, los vamos a ir sustituyendo en el código CPM-3 en un proceso de prueba y error hasta encontrar la simulación de la celda de combustible MOX, para una $k_{\infty} = 1.037$, necesitamos alcanzar un quemado de 32,000 MWD/TU, lo cual una vez alcanzado este objetivo tenemos los siguientes resultados.

$$w/o(\text{Pu}) = 4.876 \% \text{ (Enriquecimiento necesario)}$$

De la ecuación (5.7)

$$m'_u = \frac{(5.3303 + 0.8195) - (0.0487605 * 8.6363)}{0.0487605}$$

$$m'_u = 117.48 \text{ kg}$$

Debido a las pérdidas del 1% en la fabricación de combustible MOX, además de las pérdidas por conversión del 0.5% se requieren 119.25 kg de uranio natural. El balance de material para los isótopos de uranio, plutonio y americio en la configuración del ensamble se muestra en la tabla 5.6.

Tabla 5.6 Composición del combustible en el ensamble MOX con matriz de uranio natural.

Nuclido	M_i	m_i (kg)	w/o (respecto al uranio)	m_i/m_T	w/o (celda MOX)
Uranio	235	0,8353	0.711	0,0066	0.583830
	238	116,6505	99.289	0.9249	81.530050
	Total U	117.4859	100.00		
			w/o (respecto al plutonio)		
Plutonio	238	0,0903	1,0858	0,0007	0,063141
	239	5,3303	64,0665	0,0423	3,725453
	240	1,7888	21,5003	0,0142	1,250240
	241	0,8195	9,8502	0,0065	0,572785
	242	0,2910	3,4972	0,0023	0,203363
	Total Pu	8,3199	100.00		
Americio	241	0,3164		0,0025	0,221139
	m_T	126.1222			88.15

La figura 5.3 muestra la gráfica de k_{∞} vs quemado de combustible, en la configuración del ensamble de combustible MOX con matriz de uranio natural, estos datos son los que obtuvimos en el archivo *output* del código CPM-3 y se muestran en la tabla 5.8.

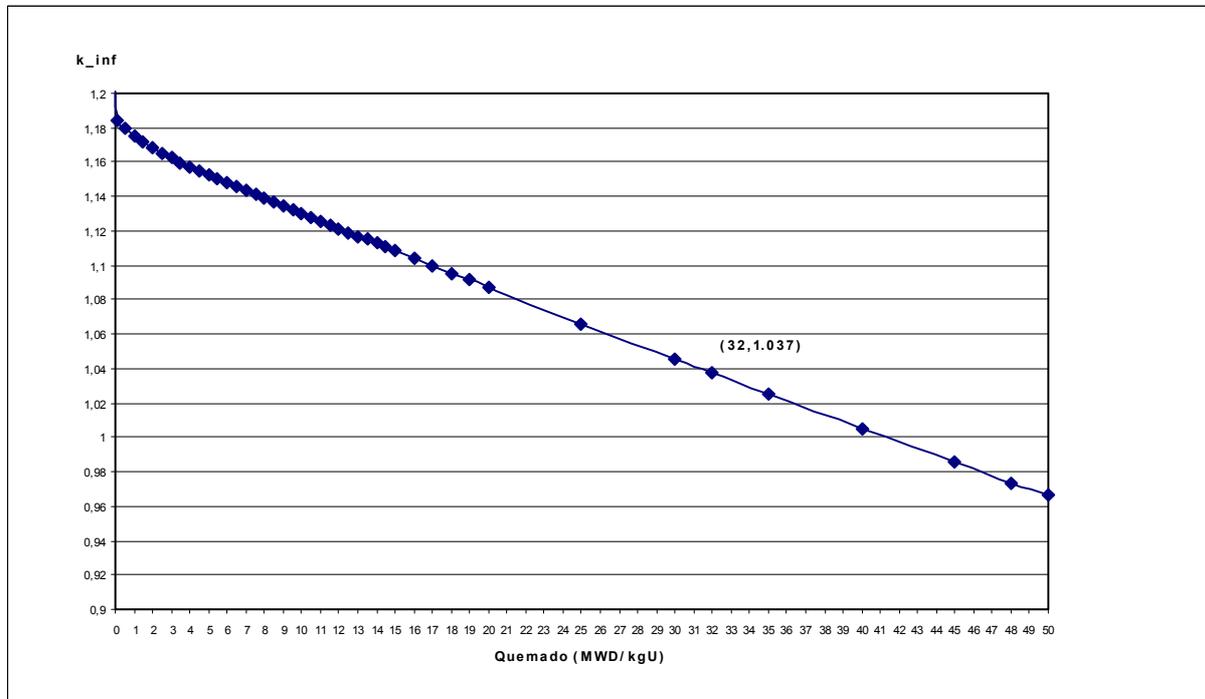


Figura 5.3 Gráfica de k_{∞} vs quemado de la configuración del ensamble MOX con matriz de uranio natural

5.4.3 Configuración del ensamble MOX con reciclado de plutonio y uranio de colas

El procedimiento para la configuración de este ensamble es similar a los otros dos casos presentados anteriormente, pero con la diferencia de que vamos a sustituir el uranio natural, con el uranio de colas (con un enriquecimiento del uranio del 0.225 w/o [17]). Basándonos en los datos de la tabla 5.4 y de la ecuación 5.7 se obtiene que para una $k_{\infty} = 1.037$, necesitamos alcanzar un quemado de 32,000 MWD/TU, lo cual nos da los siguientes resultados.

$$\text{w/o(Pu)} = 5.425 \% \text{ (Enriquecimiento necesario)}$$

De la ecuación 5.7.

$$m'_u = \frac{(5.3303 + 0.8195) - (0.054258 * 8.6363)}{0.054258}$$

$$m'_u = 104.70$$

Debido a las pérdidas del 1% en la fabricación de combustible MOX, se requieren 105.75 kg de uranio de colas.

El balance de material para los isótopos de uranio y plutonio en la configuración del ensamble MOX se muestra en la tabla 5.7.

Tabla 5.7 Composición del combustible en la celda MOX con matriz de uranio de colas.

Nuclido	M _i	m _i (kg)	w/o (respecto al uranio)	m _i /m _T	w/o (celda MOX)
Uranio	235	0,2356	0.225	0,0021	0.1832
	238	104,4714	99.775	0,9217	81.2501
	Total U	104.4714	100.000		
			w/o (respecto al plutonio)		
Plutonio	238	0,0903	1,0858	0,0008	0,0703
	239	5,3303	64,0665	0,0470	4,1455
	240	1,7888	21,5003	0,0158	1,3912
	241	0,8195	9,8502	0,0072	0,6374
	242	0,2910	3,4972	0,0026	0,2263
	Total Pu	8.3199	100.000		
Americio	241	0.3164		0.0028	0.2461
	m_T	113.3433			88.15

Una vez que analizamos las tres configuraciones, podemos observar que la cantidad de uranio de colas que se necesita en la configuración del ensamble de combustible MOX es muy similar a la cantidad requerida de uranio reciclado, y lo mismo pasa con sus respectivos enriquecimientos de cada configuración.

La figura 5.4 muestra la gráfica de k_{∞} vs quemado de combustible, en la configuración del ensamble de combustible MOX con matriz de uranio de colas, estos datos son los que obtuvimos en el archivo *output* del código CPM-3 y se muestran en la tabla 5.8.

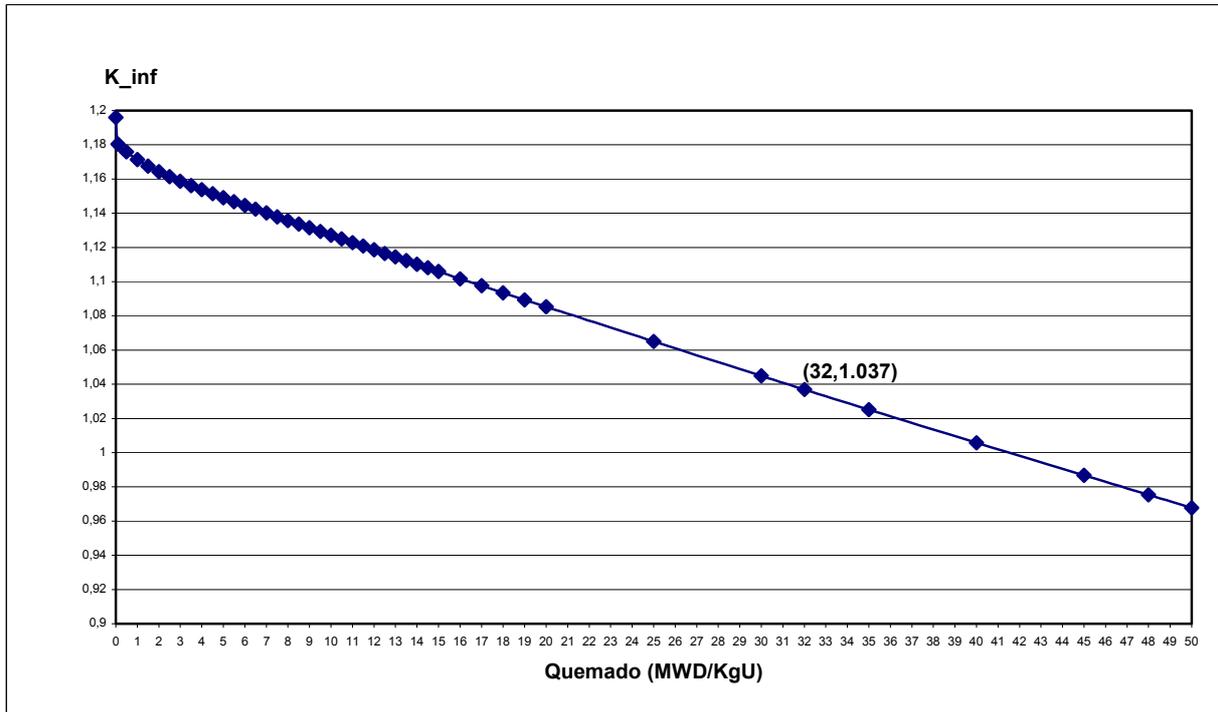


Figura 5.4 Gráfica de k_{∞} vs quemado en la configuración del ensamble MOX con matriz de uranio de colas

Finalmente podemos comparar en la figura 5.5 las tres configuraciones de MOX analizadas con el combustible fresco, y podemos observar que las configuraciones MOX tienen un comportamiento muy parecido ya que su pendiente es mucho menor que la del ensamble de uranio fresco, y también podemos observar que efectivamente para los cuatro casos que se presentan en la gráfica, para un quemado de 32,000 MWD/kgU obtenemos una de $k_{\infty} = 1.037$.

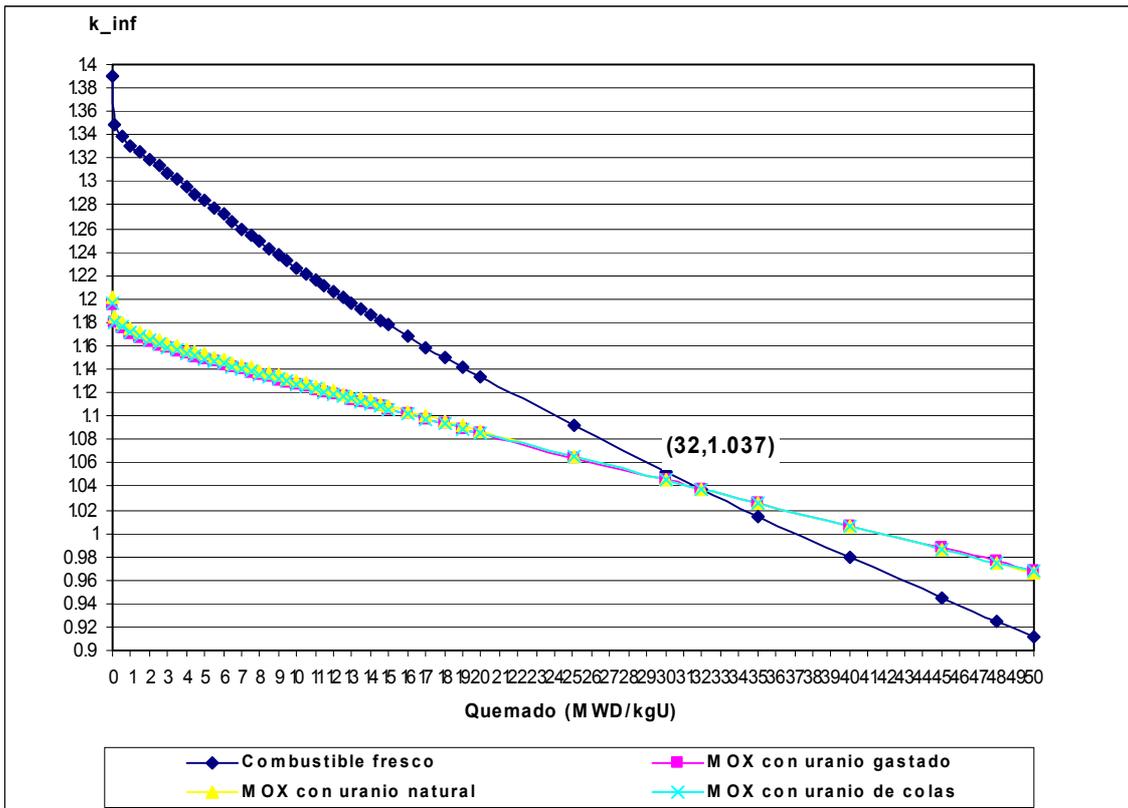


Figura 5.5 Gráfica de k_{inf} vs quemado en las distintas configuraciones de combustible

Para tener un panorama más amplio de la gráfica podemos ver estos resultados a detalle en los datos de salida del código CPM-3 que se muestran en la tabla 5.8 de las diferentes configuraciones analizadas.

Tabla 5.8 Datos obtenidos del archivo *output* del código CPM-3

Quemado (MWD/kgU)	k _{inf} (Uranio natural)	k _{inf} (MOX con uranio reciclado)	k _{inf} (MOX con uranio natural)	k _{inf} (MOX con uranio de colas)
0.0	1.390286	1.194754	1.201166	1.196100
0.1	1.348498	1.179523	1.184644	1.180509
0.5	1.337944	1.175080	1.179891	1.175968
1.0	1.330812	1.170565	1.175180	1.171392
1.5	1.325020	1.166806	1.171334	1.167604
2.0	1.319311	1.163556	1.168038	1.164338
2.5	1.313484	1.160643	1.165095	1.161417
3.0	1.307626	1.157961	1.162381	1.158723
3.5	1.301645	1.155432	1.159815	1.156183
4.0	1.295578	1.153011	1.157344	1.153747
4.5	1.289562	1.150665	1.154947	1.151386
5.0	1.283575	1.148371	1.152597	1.149076
5.5	1.277615	1.146118	1.150282	1.146805
6.0	1.271748	1.143893	1.147991	1.144561
6.5	1.265972	1.141691	1.145720	1.142340
7.0	1.260056	1.139507	1.143465	1.140135
7.5	1.254325	1.137337	1.141222	1.137944
8.0	1.248704	1.135178	1.138990	1.135778
8.5	1.243126	1.133030	1.136767	1.133609
9.0	1.237595	1.130891	1.134554	1.131456
9.5	1.232383	1.128760	1.132347	1.129308
10.0	1.226967	1.126648	1.130149	1.127165
10.5	1.221690	1.124530	1.127956	1.125028
11.0	1.216530	1.122426	1.125771	1.122897
11.5	1.211439	1.120320	1.123591	1.120772
12.0	1.206337	1.118225	1.121417	1.118653
12.5	1.201425	1.116131	1.119249	1.116540
13.0	1.196468	1.114041	1.117086	1.114433
13.5	1.191687	1.111957	1.114928	1.112331
14.0	1.186895	1.109878	1.112775	1.110234
14.5	1.182121	1.107803	1.110627	1.108142
15.0	1.177374	1.105733	1.108484	1.106055
16.0	1.167995	1.101413	1.103991	1.101692
17.0	1.158825	1.097310	1.099741	1.097556
18.0	1.150046	1.093215	1.095500	1.093430
19.0	1.141202	1.089132	1.091273	1.089317
20.0	1.132672	1.085064	1.087061	1.085290
25.0	1.091861	1.064718	1.066044	1.064994
30.0	1.052853	1.045030	1.045572	1.045005
32.0	1.037064	1.037118	1.037354	1.037026
35.0	1.014665	1.025318	1.025163	1.025112
40.0	0.979092	1.006078	1.005313	1.005871
45.0	0.945068	0.987017	0.985645	0.986748
48.0	0.924854	0.975571	0.973788	0.975297
50.0	0.911847	0.968118	0.966033	0.967813

5.5 Análisis económico

Para este análisis económico se utilizó un programa en C++ que lleva por nombre ECONÓMICO [12], el cual contiene un conjunto de fórmulas que se basan en el método económico presentado en el capítulo 4 y que se emplean para obtener los diferentes costos unitarios asociados al ciclo de combustible nuclear. ECONÓMICO nos permite obtener los costos unitarios de los diferentes escenarios de reprocesado así como de disposición directa, en donde los tiempos y costos de uranio y plutonio son variables leídas a través de un archivo de entrada (*input*), la manipulación de este archivo de *input* nos va a permitir de manera práctica la manipulación de los datos de entrada, cuando realicemos más adelante el análisis de sensibilidad económica en la obtención del costo unitario de los diferentes escenarios. Para los datos de entrada en ECONÓMICO se debe realizar primero el Balance de Material que se presentó en las secciones anteriores.

La escala de tiempo y los costos unitarios de combustible utilizados en este análisis están dados en las tablas 5.9 a 5.11, de acuerdo a cada uno de los escenarios analizados. Se divide la escala en los tiempos asociados a la pre-irradiación, la irradiación y la post-irradiación del combustible. La diferencia entre los escenarios analizados en este capítulo estriba en el manejo de combustible referido a la post-irradiación.

Tabla 5.9 Escala de tiempo asociada al escenario de disposición directa.

Etapa	Actividad	Costo unitario (US\$/kg)	Tiempo (años)
Pre-irradiación	Minería	0	-2
	Conversión	70	-1.42
	Enriquecimiento	100	-0.75
	Fabricación de ensambles	250	-0.33
Irradiación de combustible	Tiempo de residencia del combustible	0	0 - 6.03
Post-irradiación	Transporte a almacenamiento	100	12
	Encapsulamiento y disposición final	1000	12

Tabla 5.10 Escala de tiempo asociada al escenario de reprocesamiento de uranio y plutonio

Etapa	Actividad	Costo unitario (US\$/kg)	Tiempo (años)
Pre-irradiación	Minería	0	-2
	Conversión	70	-1.42
	Enriquecimiento	100	-0.75
	Fabricación de ensamblados	250	-0.33
Irradiación de combustible	Tiempo de residencia del combustible	0	0 - 6.03
Post-irradiación	Transporte de combustible gastado a Europa	200	11
	Reprocesamiento de combustible gastado	1200	12
	Transporte de HLW de Europa	0	28
	Disposición de HLW	140	62
	Transporte de combustible gastado a almacenamiento	100	12
	Encapsulamiento y disposición final	1000	12
	Crédito de plutonio	5000	13
	Crédito de uranio	según el w/o 235	13

Tabla 5.11 Escala de tiempo asociada al escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio.

Etapa	Actividad	Costo unitario (US\$/kg)	Tiempo (años)
Pre-irradiación	Minería	0	-2
	Conversión	70	-1.42
	Enriquecimiento	100	-0.75
	Fabricación de ensamblados	250	-0.33
Irradiación de combustible	Tiempo de residencia del combustible	0	0 - 6.03
Post-irradiación	Transporte de combustible gastado a Europa	200	11
	Reprocesamiento de combustible gastado	1200	12
	Transporte de HLW de Europa	0	28
	Disposición de HLW	140	62
	Fabricación de MOX	1500	14
	Transporte de combustible gastado a almacenamiento	100	ti=12/ tf= 25
	Encapsulamiento y disposición final	1000	ti=12/ tf=60

5.5.1 Costos Unitarios Asociados al Ciclo de Combustible Nuclear

Una vez que se realizó el balance de material y con los datos de las tablas 5.9 a 5.11 introducimos estos valores al archivo de entrada en ECONÓMICO, el cual calcula los costos unitarios, para todos los diferentes escenarios de disposición directa como de reprocesamiento, para un ciclo de equilibrio de 24 meses se obtienen los siguientes costos. (Los resultados obtenidos se muestran con detalle en el Apéndice 6).

5.5.2 Costo unitario en el escenario de disposición directa

Para este primer caso de disposición directa, en donde el combustible es uranio enriquecido, con una masa de 1000 kg se obtuvo un costo de **7.225 mills/kWh** para un enriquecimiento del **4.10 %**.

5.5.3 Costo unitario en el escenario de reprocesamiento de uranio y plutonio

Para este caso, y basándonos en el balance de material, la cantidad de uranio reprocesado que se obtiene es de 884.37 kg con un enriquecimiento de 0.574, que si lo comparamos con el enriquecimiento del uranio natural de 0.7110, se puede ver que es bajo, motivo por el cual no se considera un crédito de uranio. Por otra parte, el crédito de plutonio (0.0236 mills/kWh) se calcula con los 6.15 kg de plutonio fisil obtenidos del reprocesamiento.

Para este caso el costo unitario resultó de **7.567 mills/kWh**, descontando el crédito de plutonio.

Si comparamos este costo con el de disposición directa obtenemos un cociente de **1.047**.

5.5.4 Costo unitario en el escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio

En este escenario se consideran tres estrategias de reciclado, según sea el uranio utilizado en la fabricación de combustible MOX, ya que puede utilizarse el uranio reprocesado, uranio natural o bien uranio de colas.

5.5.4.1 Costo unitario en el escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio utilizando uranio reprocesado

En este caso se requieren 106.62 kg de los 884.37 kg de uranio reprocesado y 8.64 kg de plutonio y americio con un enriquecimiento de 5.385 w/o para la fabricación del combustible MOX, todo esto para alcanzar la reactividad necesaria para un quemado de descarga de 48,000 MWD/TU.

Para este caso el costo unitario resultó de **7.550 mills/kWh**. Aquí no existe el crédito de uranio.

Si comparamos este costo con el de disposición directa obtenemos un cociente de **1.045**.

5.5.4.2 Costo unitario en el escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio utilizando uranio natural

En este caso se requieren 119.25 kg de los 884.37 kg de uranio reprocesado y también necesitamos 8.63 kg de plutonio y americio, pero en este caso con un enriquecimiento de 4.876 para la fabricación del combustible MOX.

Para este caso el costo unitario resultó de **7.546 mills/kWh**. Aquí no existe el crédito de uranio.

Si comparamos este costo con el de disposición directa obtenemos un cociente de **1.044**.

5.5.4.3 Costo unitario en el escenario de reprocesamiento y reciclado de plutonio utilizando uranio de colas

En este escenario se requieren 105.75 kg de colas y el costo unitario resultó de **7.551 mills/kWh**. El cociente entre reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio de colas contra disposición directa es de **1.045**.

La tabla 5.12 nos muestra un resumen de todos los costos unitarios descritos anteriormente y en esta tabla podemos ver claramente que el costo más bajo corresponde a la opción de disposición directa. La opción de menor costo dentro de los casos de reprocesamiento es cuando usamos plutonio con uranio natural que corresponde a la quinta columna de la tabla.

Tabla 5.12 Costos unitarios asociados al ciclo de combustible nuclear

	Disposición directa	Reprocesamiento de uranio y plutonio	Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio reprocessado	Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio natural	Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio de colas
Costo (mills/kWh)	7.225	7.567	7.550	7.546	7.551
Cociente	1	1.047	1.045	1.044	1.045

5.6 Análisis de sensibilidad a los costos unitarios del ciclo de combustible

Para llevar a cabo este análisis de sensibilidad, nos basamos en los costos de la tabla 5.13, estos son los costos que teníamos originalmente, lo que hicimos fue ir variando algunos de estos costos, uno por uno, en el archivo de entrada de ECONÓMICO para ver cuál de estos costos son los que afectan más a los diferentes escenarios de reprocesamiento. La tabla 5.14 nos muestra los resultados obtenidos del análisis de sensibilidad.

Tabla 5.13 Costos unitarios usados para el análisis de sensibilidad

Costos unitarios del uranio (\$/kg)	
Costo del uranio natural	0
Costo de conversión del uranio natural	70
Costo del enriquecimiento del uranio natural	100
Costo de Fabricación del uranio natural	250
Costo de transporte de combustible gastado a Europa (SFTTrtoEu)	200
Costo de reprocesamiento de combustible gastado (SFRep)	1200
Costo de transporte de desechos radioactivos de alto nivel de Europa (HLWTrfmEU)	0
Costo por disposición y encapsulamiento de (HLW Disp)	140
Costo por crédito de plutonio (Pucredit)	5000
Costo de fabricación del MOX (MOXFab)	1500
Costo de transporte del combustible gastado al almacenamiento (SFTTrtoMRS)	100
Costo por encapsulamiento y disposición final (SFEncD)	1000

Tabla 5.14 Análisis de sensibilidad

Costos a modificar		Disposición Directa	Reprocesamiento de Uranio y Plutonio	Reprocesamiento y Reciclado de Plutonio con Uranio Reprocesado	Reprocesamiento y Reciclado de Plutonio con Uranio Natural	Reprocesamiento y Reciclado de Plutonio con Uranio de colas
Originales	Costo (mills/kWh)	7.2250	7.5666	7.5503	7.5462	7.5506
	Cociente	1	1.047	1.045	1.044	1.045
Conversión de uranio natural de 70 a 50	Costo (mills/kWh)	6.527023	6.8686	6.8668	6.8642	6.8670
	Cociente	1	1.052	1.052	1.052	1.052
Enriquecimiento de uranio natural de 100 a 80	Costo (mills/kWh)	6.7096	7.0512	7.0456	7.0426	7.0458
	Cociente	1	1.051	1.050	1.050	1.050
Fabricación de ensamble de uranio de 250 a 180	Costo (mills/kWh)	6.9589	7.3005	7.2897	7.2861	7.2899
	Cociente	1	1.049	1.048	1.047	1.048
Reprocesamiento de combustible gastado de 1200 a 800	Costo (mills/kWh)	7.2251	7.1107	7.1038	7.1007	7.1041
	Cociente	1	0.984	0.983	0.983	0.983
Encapsulamiento y disposición final de 1000 a 500	Costo (mills/kWh)	6.6551	7.5666	7.5497	7.5456	7.5501
	Cociente	1	1.137	1.134	1.134	1.134
Fabricación de MOX de 1500 a 600	Costo (mills/kWh)	7.2251	7.5666	7.4817	7.4707	7.4825
	Cociente	1	1.047	1.036	1.034	1.036
Reprocesamiento de combustible gastado de 1200 a 800 con encapsulamiento y disposición final de 1000 a 500	Costo (mills/kWh)	6.6551	7.1107	7.1032	7.1000	7.1035
	Cociente	1	1.068	1.067	1.067	1.067
Reprocesamiento de combustible gastado de 1200 a 800 con fabricación de MOX de 1500 a 600	Costo (mills/kWh)	7.2251	7.1107	7.0353	7.0252	7.0360
	Cociente	1	0.984	0.974	0.972	0.974
Fabricación de MOX de 1500 a 600 con encapsulamiento y disposición final de 1000 a 600	Costo (mills/kWh)	6.6551	7.5666	7.4812	7.4700	7.4820
	Cociente	1	1.137	1.124	1.122	1.124

Como se puede observar en la tabla 5.14, se disminuyeron cada uno de los costos de los diferentes procesos, con el objetivo de acercarnos al costo de disposición directa. Esto se efectuó con el fin de que en un futuro, se espera que la tecnología siga avanzando y realmente puedan bajar todos estos costos. Con este análisis nos podemos dar cuenta que al bajar los costos de reprocesamiento de combustible gastado de 1200 a 800 (\$/kg) y la combinación del reprocesamiento de combustible gastado con fabricación de MOX, se obtienen costos de las opciones reprocesamiento y reciclado menores al costo de disposición directa.

Ya para finalizar haremos un comparativo con un ciclo de equilibrio de 18 meses [12] y el que se desarrolló en esta tesis de 24 meses, ambos se encuentran en las mismas condiciones de operación, las cuales son un quemado a la descarga de 48,000 MWD/TU, y tomando como base 1000 Kg. de combustible; este comparativo se muestra en la tabla 5.15. Donde podemos ver claramente que para el ciclo de equilibrio de 18 meses los costos son más bajos que para el de 24 meses, pero los dos siguen una proporción muy similar respecto al costo de disposición directa. Esto lo podemos ver en los renglones que nos indican los cocientes de cada uno de los ciclos de equilibrio respectivamente.

Tabla 5.15 Comparativo entre un ciclo de 18 y 24 meses

Ciclo de equilibrio de 18 meses					
	Disposición Directa	Reprocesamiento de uranio y plutonio	Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio reprocesado	Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio natural	Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio de colas
Costo (mills/kWh)	6.7593	7.1026	7.0993	7.0966	7.0994
Cociente	1	1.05	1.05	1.0498	1.05
Ciclo de equilibrio de 24 meses					
	Disposición directa	Reprocesamiento de uranio y plutonio	Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio reprocesado	Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio natural	Reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio de colas
Costo (mills/kWh)	7.2250	7.5666	7.5503	7.5462	7.5506
Cociente	1	1.047	1.045	1.044	1.045

Conclusiones

En esta tesis se analizaron algunas opciones para el reprocesamiento del combustible gastado de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde, para un ciclo de operación de 24 meses y un quemado de descarga de 48,000 MWD/TU, tomando como base 1000 Kg. de combustible y se compararon con un ciclo de operación de 18 meses, del cual ya se tenía un antecedente.

Para lograr este objetivo se tomó como base un modelo de una celda unitaria que nos representa a los ensambles en los reactores BWR y con esta celda se desarrolló el análisis físico de escenarios de reprocesamiento y reciclado. Se efectuó un balance de material y uno económico, con estos balances pudimos desarrollar más a fondo un análisis de sensibilidad económico que nos permite variar diferentes costos que están relacionados con el reciclado y reprocesamiento tanto del uranio como del plutonio.

Por lo que respecta al balance de material utilizamos el código CPM-3, el cual nos permitió simular una celda equivalente de combustible que reemplaza a las que se encuentran en los reactores de tipo agua en ebullición (BWR) como los que se tienen en la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde. Esta simulación nos permitió encontrar el primer resultado importante en esta tesis, que es, el enriquecimiento de uranio requerido para obtener un ciclo de operación de 24 meses y un quemado de descarga de 48,000 MWD/TU, este enriquecimiento fue de **4.10 %**.

De acuerdo a los resultados obtenidos en los diferentes escenarios de reprocesamiento y reciclado, podemos decir que la mejor opción fue la de reprocesamiento y reciclado de plutonio con uranio natural, ya que nuestro costo de reprocesamiento fue menor que los demás, con un cociente de **1.044** respecto al costo de disposición directa.

También podemos concluir que la opción de reprocesar combustible gastado todavía no sería factible, ya que los costos están por encima de los de disposición directa y además todos son muy similares, tendríamos que esperar a que la tecnología siga avanzando para obtener costos de producción más bajos y así poder garantizar el reprocesamiento a bajo costo.

Basándonos en estas observaciones se realizó un análisis de sensibilidad de los costos del ciclo de combustible nuclear, dando por hecho que algunos costos podrían bajar, y llegamos a observar que el costo que más impacto tiene en el costo unitario del combustible es el costo de reprocesamiento de combustible. Se encontró que este costo se puede bajar de 1200 a 800 mills/kWh, con lo que se obtendría un cociente menor de 1, entre la opción de reprocesamiento y la de disposición directa.

Todos los demás costos siguen una tendencia diferente, es decir si bajamos un costo, todos los demás procesos bajan también proporcionalmente, pero sin que su cociente sea menor a 1.

Recomendaciones y Trabajos a Futuro

Se puede utilizar esta misma metodología, para hacer el análisis para un ciclo de 12 meses, para ver si es factible económicamente, a lo que se refiere al ciclo de combustible nuclear; es así como podríamos hacer una comparación entre los diferentes ciclos de operación e investigar cuál de ellos tiene un costo más bajo.

También se podría hacer un programa de computación que integrara todos estos análisis y de forma automática proporcionar el balance físico y económico para cualquier ciclo de operación deseado.

Apéndice 1. Archivo de entrada de la celda de combustible unitaria de dióxido de uranio en CPM-3

```
*FN n=cpm3ndl.bin
*FN g=cpm3gdl.bin
TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice!
!- Integration Parameters for NB4
NPA
 0/
 /
 /
BUR MODEBU=1
 0.0,0.1,0.5,1.0
 1.5,2.0,2.5,3.0,3.5,4.0,4.5,5.0,5.5,6.0,
 6.5,7.0,7.5,8.0,8.5,9.0,9.5,10.0,10.5,11.0,11.5,12.0,
 12.5,13.0,13.5,14.0,14.5,15.0,16.0,17.0,18.0,19.0,20.0,
 25,30.0,32.0,35.0,40.0,45.0,48.0,50.0/
!
!- Material Data
FUE:FUEL 10.0891998 4.1/
MAT:CLAD:1 6.0812598 40000=100. TAVE=TC/
MAT:COOL:1 0.4584 1001=11.19099 8016=88.809 TAVE=TM/
MAT:COOL:2 0.7397 1001=11.19099 8016=88.809 TAVE=TM/
MAT:CLAD:2 6.0812598 40000=100. TAVE=TM/
SYS PD=25.2 TF=793.15 TC=600. TM=560.
DOP On
!
!- Geometry & Lattice Descriptions
GEO:1
'PC',8,3*,0/
'RPP','COOL:2', 2,8,0.7944388747/
'RPP','CLAD:2', 1,1,0.7268140237/
'RPP','COOL:2', 1,8,0.6988412712/
'RPP','CLAD:1', 1,1,0.6819608334/
'RPP','COOL:1', 2,8,0.679655203/
'RCC','COOL:1', 2,8,0.600000/
'RCC','CLAD:1', 1,1,0.5131/
'RCC','FUEL', 5,1,0.44705/
/
LAT Pincell
+PC:1
 4*0./
/
!
!- Print Options
PRI
 3*, 1/
 20,2,0,1,3/
 30,0/
/
!
STA
```

Apéndice 2. Archivo de entrada de la celda de combustible MOX con uranio reciclado en CPM-3

```
*FN n=cpm3ndl.bin
*FN g=cpm3gdl.bin
TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice
!
!- Integration Parameters for NB4
NPA
/
BUR MODEBU=1
0.0,0.1,0.5,1.0
1.5,2.0,2.5,3.0,3.5,4.0,4.5,5.0,5.5,6.0,
6.5,7.0,7.5,8.0,8.5,9.0,9.5,10.0,10.5,11.0,11.5,12.0,
12.5,13.0,13.5,14.0,14.5,15.0,16.0,17.0,18.0,19.0,20.0,
25.0,30.0,32.0,35.0,40.0,45.0,48.0,50.0/
!
!- Material Data
FUE:FUEL 10.0891998 92235=0.47682 92238=80.55192
8000=11.849981 94238=0.06973 94239=4.11433
94240=1.38074 94241=0.63257 94242=0.22459 95241=0.24422
92234=0.00142 92236=0.45365/
MAT:CLAD:1 6.0812598 40000=100. TAVE=TC/
MAT:COOL:1 0.53572 1001=11.19099 8016=88.809 TAVE=TM/
MAT:COOL:2 0.7397 1001=11.19099 8016=88.809 TAVE=TM/
MAT:CLAD:2 6.0812598 40000=100. TAVE=TM/
SYS PD=25.2 TF=793.15 TC=600. TM=560.
DOP On
!
!- Geometry & Lattice Descriptions
GEO:1
'PC',8,3*,0/
'RPP','COOL:2', 2,8,0.7944388747/
'RPP','CLAD:2', 1,1,0.7268140237/
'RPP','COOL:2', 1,8,0.6988412712/
'RPP','CLAD:1', 1,1,0.6819608334/
'RPP','COOL:1', 2,8,0.679655203/
'RCC','COOL:1', 2,8,0.600000/
'RCC','CLAD:1', 1,1,0.5131/
'RCC','FUEL', 5,1,0.44705/
/
LAT Pincell
+PC:1
4*0./
/
!
!- Print Options
PRI
3*, 1/
20,2,0,1,3/
30,0/
/
!
STA
```

Apéndice 3. Archivo de entrada de la celda de combustible MOX con uranio natural en CPM-3

```
*FN n=cpm3ndl.bin
*FN g=cpm3gdl.bin
TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice!
!- Integration Parameters for NB4
NPA
/
/
BUR MODEBU=1
0.0,0.1,0.5,1.0
1.5,2.0,2.5,3.0,3.5,4.0,4.5,5.0,5.5,6.0,
6.5,7.0,7.5,8.0,8.5,9.0,9.5,10.0,10.5,11.0,11.5,12.0,
12.5,13.0,13.5,14.0,14.5,15.0,16.0,17.0,18.0,19.0,20.0,
25.0,30.0,32.0,35.0,40.0,45.0,48.0,50.0/
!
!- Material Data
FUE:FUEL 10.0891998 92235=0.583830 92238=81.530050
8000=11.849981 94238=0.063141 94239=3.725453
94240=1.250240 94241=0.572785 94242=0.203363 95241=0.221139/
9/
MAT:CLAD:1 6.0812598 40000=100. TAVE=TC/
MAT:COOL:1 0.53572 1001=11.19099 8016=88.809 TAVE=TM/
MAT:COOL:2 0.7397 1001=11.19099 8016=88.809 TAVE=TM/
MAT:CLAD:2 6.0812598 40000=100. TAVE=TM/
SYS PD=25.2 TF=793.15 TC=600. TM=560.
DOP On
!
!- Geometry & Lattice Descriptions
GEO:1
'PC',8,3*,0/
'RPP','COOL:2', 2,8,0.7944388747/
'RPP','CLAD:2', 1,1,0.7268140237/
'RPP','COOL:2', 1,8,0.6988412712/
'RPP','CLAD:1', 1,1,0.6819608334/
'RPP','COOL:1', 2,8,0.679655203/
'RCC','COOL:1', 2,8,0.600000/
'RCC','CLAD:1', 1,1,0.5131/
'RCC','FUEL', 5,1,0.44705/
/
LAT Pincell
+PC:1
4*0./
/
!
!- Print Options
PRI
3*, 1/
20,2,0,1,3/
30,0/
/
!
STA
```

Apéndice 4. Archivo de entrada de la celda de combustible MOX con uranio de colas en CPM-3

```
*FN n=cpm3ndl.bin
*FN g=cpm3gdl.bin
TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice
!
!- Integration Parameters for NB4
NPA
/
BUR MODEBU=1
0.0,0.1,0.5,1.0
1.5,2.0,2.5,3.0,3.5,4.0,4.5,5.0,5.5,6.0,
6.5,7.0,7.5,8.0,8.5,9.0,9.5,10.0,10.5,11.0,11.5,12.0,
12.5,13.0,13.5,14.0,14.5,15.0,16.0,17.0,18.0,19.0,20.0,
25.0,30.0,32.0,35.0,40.0,45.0,48.0,50.0/
!
!- Material Data
FUE:FUEL 10.0891998 92235=0.1832 92238=81.2501
8000=11.849981 94238=0.0703 94239=4.1455
94240=1.3912 94241=0.6374 94242=0.2263 95241=0.2461
/
MAT:CLAD:1 6.0812598 40000=100. TAVE=TC/
MAT:COOL:1 0.53572 1001=11.19099 8016=88.809 TAVE=TM/
MAT:COOL:2 0.7397 1001=11.19099 8016=88.809 TAVE=TM/
MAT:CLAD:2 6.0812598 40000=100. TAVE=TM/
SYS PD=25.2 TF=793.15 TC=600. TM=560.
DOP On
!
!- Geometry & Lattice Descriptions
GEO:1
'PC',8,3*,0/
'RPP','COOL:2', 2,8,0.7944388747/
'RPP','CLAD:2', 1,1,0.7268140237/
'RPP','COOL:2', 1,8,0.6988412712/
'RPP','CLAD:1', 1,1,0.6819608334/
'RPP','COOL:1', 2,8,0.679655203/
'RCC','COOL:1', 2,8,0.600000/
'RCC','CLAD:1', 1,1,0.5131/
'RCC','FUEL', 5,1,0.44705/
/
LAT Pincell
+PC:1
4*0./
/
!
!- Print Options
PRI
3*, 1/
20,2,0,1,3/
30,0/
/
!
STA
```

Apéndice 5. Archivo de entrada para el análisis de escenarios de disposición de combustible gastado en *ECONÓMICO*

Energía

-		
Monto uranio inicial (kg)	1000	
Enriquecimiento (w/o)		4.1
Monto de uranio reprocesado (kg)		884.3721
Enriquecimiento de uranio reprocesado (w/o)		0.5743
Monto de uranio reciclado (kg)		105.5651075
Monto de uranio natural (kg)		117.4858681
Monto de uranio de colas (kg)		104.7069869
Monto de Pu Y Am (kg)		8.6363
Monto Pu fisil (kg)		6.1498
-		

Costos unitarios del uranio (\$/kg)

-	
natural	0
conversion	70
enriquecimiento	100
fabricacion	250
SFTTrtoEu	200
SFRep	1200
HLWTrfmEU	0
HLWDisp	140
Pucredit	5000
MOXFab	1500
SFTTrtoMRS	100
SFEncD	1000
-	

Tiempos

-	
t0	0
tNatU	-2
tConv	-1.42
tEnr	-0.75
tUO2	-0.33
tSFTTrtoEu	11
tSFRep	12
tHLWTrfmEU	28
tHLWDisp	62
tMOX	14
t_cred_Pu	13
t_cred_U	13
t_rec_MOX	14
tsFTTrtoMRS_dd	12
tsFEnc_dd	12
tsFTTrtoMRS_i	12
tsFTTrtoMRS_f	25
tSFEnc_i	12
tSFEnc_f	60
tsFTTrtoMRS_f	31
tSFEnc_i	12
tSFEnc_f	64

Apéndice 6. Archivo de salida del análisis de escenarios de disposición de combustible gastado en *ECONÓMICO*

ENERGÍA

ENERGÍA INICIAL (kWh)	391680.000000
TIEMPO DE RESIDENCIA (años)	6.385789
FACTOR DE VALOR PRESENTE DEL URANIO	0.698515
ENERGÍA A VALOR PRESENTE DEL URANIO (kWh)	273594258.791499

COSTO UNITARIO POR ESCENARIOS en (mills/kWh)

1. DISPOSICIÓN DIRECTA

URANIO NATURAL	
KILOGRAMOS	8093.248258
PVF	1.271249
COSTO UNITARIO	0.000000

CONVERSIÓN	
KILOGRAMOS	8052.983341
PVF	1.185779
COSTO UNITARIO	2.443158

ENRIQUECIMIENTO	
KILOGRAMOS	6444.545277
PVF	1.094174
COSTO UNITARIO	2.577341

FABRICACIÓN	
KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	1.040395
COSTO UNITARIO	0.950673

TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO A ALMACENAMIENTO	
KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.311872
COSTO UNITARIO	0.113991

ENCAPSULAMIENTO Y DISPOSICIÓN FINAL	
KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.311872
COSTO UNITARIO	1.139906

COSTO UNITARIO TOTAL 7.225068

2. REPROCESAMIENTO DE U Y Pu

URANIO NATURAL	
KILOGRAMOS	8093.248258
PVF	1.271249
COSTO UNITARIO	0.000000
CONVERSIÓN	

KILOGRAMOS	8052.983341
PVF	1.185779
COSTO UNITARIO	2.443158

ENRIQUECIMIENTO	
KILOGRAMOS	6444.545277
PVF	1.094174
COSTO UNITARIO	2.577341

FABRICACIÓN	
KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	1.040395
COSTO UNITARIO	0.950673

TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO A EUROPA	
KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.341242
COSTO UNITARIO	0.249451

REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO	
KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.311872
COSTO UNITARIO	1.367887

TRANSPORTE DE DESECHOS RADIOACTIVOS DE ALTO NIVEL DE EUROPA	
KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.073891
COSTO UNITARIO	0.000000

DISPOSICIÓN DE DESECHOS RADIOACTIVOS DE ALTO NIVEL	
KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.003465
COSTO UNITARIO	0.001773

TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO A ALMACENAMIENTO	
KILOGRAMOS	0.000000
PVF	0.311872
COSTO UNITARIO	0.000000

ENCAPSULAMIENTO Y DISPOSICIÓN DE COMBUSTIBLE GASTADO	
KILOGRAMOS	0.000000
PVF	0.311872
COSTO UNITARIO	0.000000

COSTO UNITARIO TOTAL	7.590283
----------------------	----------

CRÉDITO DE PLUTONIO	
KILOGRAMOS	6.149800
PVF	0.210136
COSTO UNITARIO	0.023617

CRÉDITO DE URANIO	
COSTO UNITARIO	0.000000

COSTO UNITARIO TOTAL MENOS CRÉDITOS DE Pu Y U	7.566666
--	-----------------

3. REPROCESAMIENTO Y RECICLADO Pu

3.1 REPROCESAMIENTO Y RECICLADO DE Pu CON U RECICLADO

ENERGÍA A VALOR PRESENTE DEL URANIO (kWh)	273594258.791499
FACTOR DE VALOR PRESENTE DEL MOX KILOGRAMOS	0.130185
ENERGÍA A VALOR PRESENTE DEL MOX (URANIO RECICLADO) (kWh)	114.201408
ENERGÍA PARA EL RECICLADO DE U Y Pu (kWh)	5823226.865685
	279417485.657184

URANIO NATURAL KILOGRAMOS	8093.248258
PVF	1.271249
COSTO UNITARIO	0.000000

CONVERSIÓN KILOGRAMOS	8052.983341
PVF	1.185779
COSTO UNITARIO	2.392242

ENRIQUECIMIENTO KILOGRAMOS	6444.545277
PVF	1.094174
COSTO UNITARIO	2.523627

FABRICACIÓN KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	1.040395
COSTO UNITARIO	0.930860

TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO A EUROPA KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.341242
COSTO UNITARIO	0.244252

REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.311872
COSTO UNITARIO	1.339379

TRANSPORTE DE DESECHOS RADIOACTIVOS DE ALTO NIVEL DE EUROPA KILOGRAMOS	1000.000000
PVFHLW	0.073891
COSTO UNITARIO	0.000000

DISPOSICIÓN DE DESECHOS RADIOACTIVOS DE ALTO NIVEL KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.003465
COSTO UNITARIO	0.001736

FABRICACIÓN DE MOX KILOGRAMOS	114.201408
PVF	0.186374
COSTO UNITARIO	0.114260

TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO A ALMACENAMIENTO

KILOGRAMOS	114.201408
PVF	0.067531
COSTO UNITARIO	0.002760

ENCAPSULAMIENTO Y DISPOSICIÓN DE COMBUSTIBLE GASTADO

KILOGRAMOS	114.201408
PVF	0.002894
COSTO UNITARIO	0.001183

COSTO UNITARIO TOTAL 7.550300

CRÉDITO DE URANIO

COSTO UNITARIO	0.000000
----------------	----------

COSTO UNITARIO TOTAL MENOS CREDITO DE U 7.550300

3.2 REPROCESAMIENTO Y RECICLADO DE Pu CON U NATURAL

ENERGÍA A VALOR PRESENTE DEL URANIO (kWh)	273594258.791499
FACTOR DE VALOR PRESENTE DEL MOX	0.130185
KILOGRAMOS	126.122169
ENERGÍA A VALOR PRESENTE DEL MOX (URANIO RECICLADO) (kWh)	6431076.605253
ENERGÍA PARA EL RECICLADO DE U Y Pu (kWh)	280025335.396752

URANIO NATURAL

KILOGRAMOS	8093.248258
PVF	1.271249
COSTO UNITARIO	0.000000

CONVERSIÓN

KILOGRAMOS	8052.983341
PVF	1.185779
COSTO UNITARIO	2.387049

ENRIQUECIMIENTO

KILOGRAMOS	6444.545277
PVF 1.094174	
COSTO UNITARIO	2.518149

FABRICACIÓN

KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	1.040395
COSTO UNITARIO	0.928840

TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO A EUROPA

KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.341242
COSTO UNITARIO	0.243722

REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO

KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.311872
COSTO UNITARIO	1.336472

TRANSPORTE DE DESECHOS RADIOACTIVOS DE ALTO NIVEL DE EUROPA

KILOGRAMOS	1000.000000
------------	-------------

PVF 0.073891
COSTO UNITARIO 0.000000

DISPOSICIÓN DE DESECHOS RADIOACTIVOS DE ALTO NIVEL

KILOGRAMOS 1000.000000
PVF 0.003465
COSTO UNITARIO 0.001732

FABRICACIÓN DE MOX

KILOGRAMOS 126.122169
PVF 0.186374
COSTO UNITARIO 0.125913

TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO A ALMACENAMIENTO

KILOGRAMOS 126.122169
PVF 0.067531
COSTO UNITARIO 0.003042

ENCAPSULAMIENTO Y DISPOSICIÓN DE COMBUSTIBLE GASTADO

KILOGRAMOS 126.122169
PVF 0.002894
COSTO UNITARIO 0.001303

COSTO UNITARIO TOTAL 7.546222

CRÉDITO DE URANIO

COSTO UNITARIO 0.000000

COSTO UNITARIO TOTAL MENOS CRÉDITO DE U 7.546222

3.3 REPROCESAMIENTO Y RECICLADO DE Pu CON U DE COLAS

ENERGÍA A VALOR PRESENTE DEL URANIO (kWh)	273594258.791499
FACTOR DE VALOR PRESENTE DEL MOX	0.130185
KILOGRAMOS	113.343285
ENERGÍA A VALOR PRESENTE DEL MOX (URANIO RECICLADO) (kWh)	5779470.404918
ENERGÍA PARA EL RECICLADO DE U Y Pu (kWh)	279373729.196416

URANIO NATURAL

KILOGRAMOS 8093.248258
PVF 1.271249
COSTO UNITARIO 0.000000

CONVERSIÓN

KILOGRAMOS 8052.983341
PVF 1.185779
COSTO UNITARIO 2.392616

ENRIQUECIMIENTO

KILOGRAMOS 6444.545277
PVF 1.094174
COSTO UNITARIO 2.524022

FABRICACIÓN

KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	1.040395
COSTO UNITARIO	0.931006

TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO A EUROPA

KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.341242
COSTO UNITARIO	0.244291

REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO

KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.311872
COSTO UNITARIO	1.339589

TRANSPORTE DE DESECHOS RADIOACTIVOS DE ALTO NIVEL DE EUROPA

KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.073891
COSTO UNITARIO	0.000000

DISPOSICIÓN DE DESECHOS RADIOACTIVOS DE ALTO NIVEL

KILOGRAMOS	1000.000000
PVF	0.003465
COSTO UNITARIO	0.001736

FABRICACIÓN DE MOX

KILOGRAMOS	113.343285
PVF	0.186374
COSTO UNITARIO	0.113419

TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO A ALMACENAMIENTO

KILOGRAMOS	113.343285
PVF	0.067531
COSTO UNITARIO	0.002740

ENCAPSULAMIENTO Y DISPOSICIÓN DE COMBUSTIBLE GASTADO

KILOGRAMOS	113.343285
PVF	0.002894
COSTO UNITARIO	0.001174

COSTO UNITARIO TOTAL	7.550594
----------------------	----------

CRÉDITO DE URANIO

COSTO UNITARIO	0.000000
----------------	----------

COSTO UNITARIO TOTAL MENOS CREDITO DE U 7.550594

Referencias

- [1] CONNOLLY, Thomas J., **Fundamentos de Ingeniería Nuclear**, Limusa, México, 1983.
- [2] E. TIPPENS, Paul, **Física Nuclear**, 5a. edición, Aguilar, México 1998.
- [3] STEPHENSON, Richard, **Introducción a la Ingeniería Nuclear**, Mc Graw-Hill, Buenos Aires, Argentina, 1965.
- [4] GLASSTONE Samuel, SESONSKE Alexander, **Nuclear Reactor Engineering, Reactor Design Basics**, Volumen 1, 4a. edición, Chapman & Hall Inc., New York, USA, 1994.
- [5] ¿Qué es la energía nuclear?, <http://www.cfe.gob.mx>, 2007.
- [6] P. AGERON, A. BONALDI, N. GAUZIT, T. REIS, **Tecnología de los Reactores**, Tomo I, Urmo.
- [7] Reactores nucleares, <http://thales.cica.es>, 2006.
- [8] Uranio, <http://es.wikipedia.org>, 2007.
- [9] **Del Fuego a la Energía Nuclear**, 4ª reimpresión, 2002, México, D.F., Publicación de la CFE.
- [10] PADILLA TINAJERO, José Manuel y AVALOS ARZATE, Guillermo, **Reactores de Potencia**, Noriega Limusa, México.
- [11] COCHRAN, Robert G., TSOULFANIDIS Nicholas. **The Nuclear Fuel Cycle : Analysis and Management**, 2nd edición, La Grange Park, Illinois, American Nuclear Society, 1999.
- [12] HERNÁNDEZ NOYOLA, Hermilo, **Modelo para Analizar Estrategias de Reprocesamiento y Reciclado de Combustible en Reactores de Agua Ligera (LWR)**, Tesis de Maestría, Asesor: Doctor Juan Luis Francois Lacouture, Facultad de Ingeniería, UNAM, México, 2005.
- [13] JONES B. DEAN, Walkins E. KENNETH, Paulson D. BRIAN, WILLIAMS MARK L. **“CPM-3 Computer Code Manual”**, Volume 2: User’s Manual. A Nuclear Fuel Lattice Physics Burnup Code Using Arbitrary Geometry Modeling and Deterministic Transport Theory Methods, July 1999, EPRI, Palo Alto, California, Julio 1999.

- [14] DUDERSTADT James J. and HAMILTON Louis J. **Nuclear Reactor Analysis**, John Wiley & Sons, Inc. U.S.A., 1976.
- [15] DRISCOLL, M.J. DOWNAR, T.J., Pilat, E.E. “**The Linear Reactivity Model for Nuclear Fuel Management**”, La Grange Park, Illinois, U.S.A., American Nuclear Society, 1990.
- [16] CADY K.B., ORTEGA R.F., SCHNEIDER E., **ORCA, A Model for the Economic Analysis of the Nuclear Fuel Cycle** Sponsored by COGEMA, Inc. Bethesda, Md, March, 1998
- [17] Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD). “**Physics of Plutonium Recycling**”, Volume VI: Multiple Plutonium Recycle in Advanced PWRs Francia, 2002
- [18] LAMARSH, John R. BARATTA Anthony J. “**Introduction to Nuclear Engineering**”, 3rd ed. Upper Saddle River, New Jersey, Prentice Hall, 2001.