



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERÍA

**“DESARROLLO DE UNA METODOLOGÍA DE
ANÁLISIS DE MULTICICLOS PARA LA
OPTIMIZACIÓN FÍSICA Y ECONÓMICA DEL
COMBUSTIBLE DE LA CENTRAL
NUCLEOELÉCTRICA LAGUNA VERDE”**

T E S I S
QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE
INGENIERO ELÉCTRICO ELECTRÓNICO
P R E S E N T A N :
MALFAVÓN MARTÍNEZ SARA MARTHA
HERNÁNDEZ NOYOLA HERMILO

DIRECTOR DE TESIS:
DR. JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE



MÉXICO, D. F.

2004



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.

ESTA TESIS NO SALE
DE LA BIBLIOTECA

Autorizo a la Dirección General de Bibliotecas de la UNAM a difundir en formato electrónico e impreso el contenido de mi trabajo recepcional.

NOMBRE: Hermilo

Hernández Noyola

FECHA: 09 / MARZO / 2004

FIRMA: Hermilo Hernández

*A mi abuelito,
Donde quiera que
esté, con todo mi
amor y ternura.*

*A mis padres,
Con todo mi
amor
y respeto.*

*A Rocio y Manuel,
Por todo su apoyo y
cariño. Los quiero
mucho.*

*A Vanessa, Andrea y Mauricio,
Con todo mi amor.*

*A toda mi familia y mis
sores queridos.*

Sana Martha Malfarón Martínez.

A mi hermano Carlos Ángel (q. p. d.) con amor, ternura y nostalgia.

*A mis padres, con inmenso aprecio, con el amor que les profesa un hijo.
Sus buenos consejos me acompañarán por siempre.*

Hermilo Hernández Noyola.

AGRADECIMIENTOS

A Dios, por otorgarnos el maravilloso don de la vida y sus bendiciones, entre otras: amor, sabiduría, inteligencia, fortaleza y persistencia para lograr nuestros propósitos.

A la Dra. Cecilia Martín del Campo, por otorgarnos la oportunidad de participar con el Grupo de Ingeniería de Reactores de la Facultad de Ingeniería, por sus consejos; por su agrado y simpatía mostrado hacia nosotros.

Al Dr. Juan Luis Francis Lacouture, porque gracias a la aportación de su conocimiento, su apoyo moral y su confianza depositada en nosotros, fue posible la elaboración de este trabajo.

Al M.C. Rubén J. Ortega Carmona, por su colaboración y esfuerzo para guiarnos en conceptos sobre todo en el área de Ingeniería Económica. Gracias por brindarnos un poco de su valioso tiempo.

A la Universidad Nacional Autónoma de México, nuestra "Máxima Casa de Estudios" a la cual pertenecemos con cariño y orgullo.

A la Facultad de Ingeniería, por nuestra formación como profesionistas. Gracias a su personal y la apertura de sus instalaciones nos fue posible efectuar el trabajo de tesis.

Al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT), por la beca y apoyo otorgados por nuestra participación en el proyecto 41592-Y, "Desarrollo de modelos para el análisis de estrategias de utilización de combustible para reactores nucleares de potencia tipo BWR".

A nuestros profesores, por su ejemplo, por transmitirnos sus enseñanzas de tipo académico y su base humanística, a quienes ya no se encuentran con nosotros y no podemos expresarles nuestra gratitud de modo personal; el Ing. Arnulfo Andrade Delgado (q.p.d.), Ing. Luis Correa G. (q.p.d.) y el Lic. Fausto Hernández Murillo (q.p.d.).

A nuestros sinodales, por su amable colaboración para mejorar este trabajo.

Sara y Hermito.

Deseo agradecer a:

A mi abuelito, Isaias Martínez Tirado (papis) q.p.d., por su amor, su ternura, por jugar conmigo.... Gracias por enseñarme a valorar, a amar a Dios y los que me rodean, a perdonar..... simplemente por enseñarme a vivir. Estas cortas líneas papá no expresan toda mi gratitud, ni todo lo que siento por ti, pues donde quiera que estés, debes saber que vives en mi corazón día a día.

A mi madre, Elvira Martínez Tirado, no tengo palabras para decirte lo mucho que te amo. Gracias mamá por todo tu apoyo y ternura, por tu confianza y comprensión, por una vida llena de sacrificios hacia tus hijas, por ser mi mejor amiga. Que Dios te bendiga y te cuide siempre.

A mi padre, Gonzalo Malfavón Espinoza, por su apoyo y comprensión en estos últimos años. Te quiero.

A mi hermana, Rocío J. Malfavón M., por su apoyo, su cariño, por transmitirme fortaleza..... por eso y muchas cosas más, te amo mucho ore.

A mamá María, por todos sus cuidados, cariño.... por soportar todas mis travесuras.

A toda mi familia por su amor, apoyo y comprensión. Prefiero no mencionar nombres, pero gracias a todos mis tías, tíos, primos (as), sobrinos (as), ... Gracias Chato q.p.d., por todos los momentos felices que compartimos en nuestra niñez y juventud, siempre te llevo en mi corazón.

A todos mis amigos y amigas, por su apoyo, cariño, por estar a mi lado en buenas y malas, por permitirme darles un poco de mí.

A Hermito por su compañía, amistad, disciplina y constancia; cuyo esfuerzo y dedicación contribuyó a la realización de este trabajo.

A quienes de una u otra forma han estado a mi lado brindándome su cariño y apoyo.

Sara Martha Malfavón Martínez.

A mi madre, Faustina J. Noyola Aguilar, por inculcarme con su inmensa ternura un noble espíritu de lucha.

A mi padre, Hermito A. Hernández Avila, por ser para mi vida un gran ejemplo.

A mis hermanas Faustina, Eva, Vianez, Alba y Verónica, por todo su apoyo y cariño.

A mis hermanos Luis y Fernando, gracias por atender a mis palabras.

A Carlos Carrillo Zamora y Fernando A. Rico Coronel, agradezco su amable ayuda.

A todos mis familiares y amigos, por los incontables momentos vividos en el tiempo de elaboración de esta tesis.

A Sara, por emprender juntos este tramo en el que convergieron los respectivos caminos de nuestra existencia.

Hermito Hernández Noyola.

Índice

Índice de Figuras.....	v
Índice de Tablas.....	vi
Lista de Acrónimos.....	vii
Introducción.....	viii
1. La Generación de Energía en Centrales Nucleoeléctricas.....	1
1.1 Partículas fundamentales.....	1
1.2 Energía de ligadura.....	2
1.3 Estabilidad.....	3
1.4 Radiación gamma.....	4
1.5 La fisión nuclear.....	5
1.5.1 Secciones eficaces transversales.....	6
1.5.2 Isótopos fisiles, fértiles y fisionables.....	7
1.5.3 Energía liberada por la fisión.....	8
1.5.4 La reacción nuclear en cadena.....	9
1.5.5 El factor de multiplicación.....	9
2. El Reactor Nuclear en las Centrales de Generación	
de Energía Eléctrica.....	11
2.1 Sistema de suministro de vapor.....	11
2.2 Reactores de Agua Ligera (LWR).....	11
2.2.1 El reactor de Agua Presurizada (PWR).....	11
2.2.2 El reactor de agua en ebullición (BWR).....	12

2.2.2.1	Combustible.....	15
2.2.2.2	Moderador.....	17
2.2.2.3	Refrigerante.....	17
2.2.2.4	Reflector.....	18
2.2.2.5	Material estructural.....	18
2.2.2.6	Material de control.....	18
2.2.2.7	Ensamblajes de combustible.....	19
2.3	Quemado del combustible.....	19
3.	El Ciclo de Combustible Nuclear.....	21
3.1	Depósitos de Uranio, identificación y evaluación.....	21
3.1.1	Estudios geológicos.....	22
3.1.2	Exploración aérea.....	22
3.1.3	Inspecciones superficiales.....	22
3.2	Molienda del mineral de Uranio.....	22
3.3	Purificación del U_3O_8	23
3.4	Conversión de uranio a hexafluoruro de uranio (UF_6).....	23
3.5	Enriquecimiento del uranio por difusión gaseosa.....	25
3.5.1	Trabajo separativo.....	27
3.6	Fabricación del combustible.....	28
3.7	Irradiación del combustible.....	28
3.7.1	Planeación de la carga del combustible en el núcleo del reactor.....	29
3.7.2	Etapas involucradas en el Plan de Recarga.....	29
3.7.3	Tiempo de recarga de combustible.....	30
3.7.4	Reducción Gradual de Potencia (Coast Down).....	30

3.8	Residuos radiactivos.....	31
3.9	Reprocesamiento.....	32
4.	Análisis Físico.....	34
4.1	Modelo Lineal de Reactividad (MLR).....	34
4.2	Selección de la fracción de recarga.....	35
4.3	Razón de Agotamiento Uniforme.....	36
4.4	Parámetros de la fracción de recarga.....	37
4.5	Relación del enriquecimiento de Recarga.....	38
4.6	El principio Haling.....	38
4.7	Descripción del Código Core Master Presto (CM-PRESTO).....	39
4.7.1	Procedimiento para simular la operación del reactor con el Código CM-PRESTO.....	40
5.	Análisis Económico.....	41
5.1	Componentes del costo de la energía eléctrica.....	41
5.2	El valor del dinero como una función del tiempo.....	41
5.2.1	Interés compuesto.....	42
5.2.2	Método del Valor Presente.....	42
5.2.3	Método del Valor Presente Continuo.....	43
5.3	Modelo Económico.....	43
5.4	Metodología para la Evaluación Económica.....	44
6.	Desarrollo de la Metodología de Análisis de Multiciclos.....	54
6.1	Estrategias de arreglo para la carga y el control del combustible.....	54
6.2	Procedimiento para generar el patrón de recarga de los ensambles de combustible.....	54

6.3	Criterios para generar la recarga piloto (semilla).....	55
6.4	Descripción de la Metodología Empleada por el Programa de Algoritmos Genéticos (AGs).....	56
6.4.1	Simetría de $1/8$ de núcleo.....	57
6.4.2	Diseño del sistema.....	58
6.4.3	Consideraciones a los AGs.....	59
6.4.4	Función objetivo.....	59
6.5	Resultados de la evaluación física y económica del combustible hasta el ciclo 17 de la CNLV.....	63
7.	Conclusiones	68
	Bibliografía	70
	Apéndice A	72
	Apéndice B	74
	Apéndice C	81
	Apéndice D	84
	Apéndice E	94

Índice de Figuras

Figura 2.1 Sistema de recirculación de un reactor BWR.	13
Figura 2.2 Sistema de generación primario para un reactor BWR.....	14
Figura 2.3 Ensamble de combustible tipo BWR.....	16
Figura 2.4 Barra de control cruciforme localizada entre cuatro ensambles BWR.....	17
Figura 3.1 El ciclo de combustible nuclear de reactores de uranio enriquecido.....	21
Figura 3.2 Diagrama simplificado del proceso de extracción por solventes en húmedo para la conversión de U_3O_8 a UF_6	24
Figura 3.3 Equipo típico de difusión gaseosa.....	25
Figura 3.4 Proceso de difusión gaseosa en cascada.....	26
Figura 3.5 Pastilla típica de combustible en un BWR.....	28
Figura 5.1 Diagrama de flujo para poder efectuar el análisis económico.....	47
Figura 5.2 Ejemplo de la escala de tiempo usada en la evaluación de cada sublote de combustible.....	49
Figura 5.3 Costo de la energía por lote de combustible (seguimiento).....	52
Figura 5.4 Costo de la energía por ciclo de combustible (seguimiento).....	53
Figura 6.1 Mapa de identificadores de canal utilizado en simetría 1/4.....	57
Figura 6.2 Mapa de posiciones simétricas utilizando simetría 1/8.....	58
Figura 6.3 Representación árbol binario.....	59
Figura 6.4 Costo de la energía por lote de combustible.....	66
Figura 6.5 Costo de la energía por ciclo de combustible.....	67

Índice de Tablas

Tabla 1. 1 Partículas elementales del átomo.....	2
Tabla 1.2 Distribución de la energía de fisión.....	9
Tabla 2.1 Características del reactor BWR de Laguna Verde.....	15
Tabla 5.1 Parámetros considerados.....	46
Tabla 5.2 Costo de la energía por ciclo de combustible (seguimiento).....	50
Tabla 5.3. Costo de la energía por lote de combustible (seguimiento).....	51
Tabla 6.1 Parámetros de evaluación.....	60
Tabla 6.2 Valores límite de los parámetros de seguridad.....	61
Tabla 6.3 Descripción de los parámetros de la función objetivo.....	62
Tabla 6.4 Costo de la energía por ciclo de combustible.....	64
Tabla 6.5 Costo de la energía por lote de combustible.....	65

Lista de Acrónimos

Ags: Programa de Algoritmos Genéticos

BWR: Reactor de Agua en Ebullición

CFE: Comisión Federal de Electricidad

CM-PRESTO: Código Core Master Presto

CNLV: Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde

CNSNS: Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardia

ECONO: Algoritmo de Análisis Económico

GRINFI: Grupo de Ingeniería Nuclear de la Facultad de Ingeniería

LWR: Reactor de Agua Ligera

MLR: Modelo Lineal de Reactividad

NSSS: Sistema Nuclear de Suministro de Vapor

PUE: Plan de Utilización de Energía

PWR: Reactor de Agua Presurizada

Introducción

Hoy en día la energía nuclear contribuye con un 19% de la generación de electricidad a nivel mundial. En México se cuenta con la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV), la cual cuenta con dos unidades cada una con una capacidad de 682.44 Mega Watts eléctricos (MWe). Ambas unidades representan el 3.19% de la capacidad efectiva instalada de la Comisión Federal de Electricidad (incluyendo productores externos), con una contribución a la generación del 5.06% [H2].

A diferencia de otras Centrales de generación de electricidad, la utilización de combustible nuclear se divide en varias etapas (las cuales conforman el *ciclo de combustible nuclear*) desde la compra del mineral de uranio, pasando por su conversión y enriquecimiento, hasta la irradiación y disposición final del combustible gastado. En reactores del tipo agua en ebullición (BWR) como los existentes en la CNLV en donde la recarga de combustible nuclear se da de manera periódica tendiendo a ciclos de irradiación de aproximadamente 18 meses, lo cual tomando en cuenta la compra del combustible y los días de recarga en los cuales la planta no opera, repercute en el aumento de los costos asociados al combustible, dado el tiempo transcurrido por cada recarga.

Dentro de la generación de energía eléctrica utilizando combustible nuclear, se buscan medios que permitan el mejor aprovechamiento del combustible nuclear para reducir el número de desechos radiactivos a través del tiempo, reducir los costos de generación de la electricidad y tener a la Central Nucleoeléctrica funcionando a su capacidad nominal de operación durante un período mayor. Por ello nuestra intención es contribuir a mejorar la utilización del combustible nuclear dentro del reactor, con el fin de obtener mayores beneficios económicos.

Actualmente se ha desarrollado una disciplina llamada *Administración de combustible*, la cual nos permite efectuar análisis avocados a un mejor aprovechamiento del combustible nuclear tanto en su comportamiento físico dentro del reactor como de los costos generados en su utilización.

Nuestro objetivo, en el desarrollo de este trabajo, es mejorar la metodología de análisis de multiciclos de un reactor nuclear tipo BWR, utilizada actualmente por el Grupo de Ingeniería Nuclear de la Facultad de Ingeniería (GRINFI) para los análisis de administración de combustible de la CNLV, considerando los aspectos físicos y económicos del uso del combustible.

La metodología utilizada actualmente por el GRINFI se basa principalmente en el Modelo Lineal de Reactividad (MLR), con el cual se realiza una aproximación muy gruesa en cuanto a la simulación del comportamiento del combustible del reactor nuclear. En el trabajo desarrollado en esta tesis, se utilizó el simulador Core Master Presto (CM-PRESTO), con el cual se estimó el comportamiento del combustible nuclear y con ello se mejoró también la estimación de los costos asociados a su utilización.

Desde el punto de vista metodológico, este trabajo tiene dos partes importantes, el análisis físico y el análisis económico. El primero, es decir el análisis físico lo realizaremos con el código CM-PRESTO.

CM- PRESTO es un simulador tridimensional del núcleo de un reactor del tipo BWR que permite reproducir el comportamiento del núcleo en condiciones de estado estacionario de este tipo de reactores. Está integrado por modelos neutrónicos y termohidráulicos. Los modelos neutrónicos de CM-PRESTO están basados en una aproximación de la teoría de difusión de neutrones de dos grupos.

En nuestro caso, la utilización de CM-PRESTO nos permitirá por un lado realizar el seguimiento del núcleo del reactor de la CNLV, para conocer las condiciones actuales del combustible en el reactor y por el otro nos permitirá hacer las simulaciones del comportamiento del combustible para proyectar los futuros ciclos de operación del reactor y conocer con precisión el quemado del combustible.

En cuanto al análisis económico, se desarrolló un programa de cómputo para calcular el costo de la energía eléctrica generada a valor presente continuo, a partir de los costos asociados al ciclo de combustible y de la opción de almacenamiento interino y/o definitivo del combustible gastado. Se considera al valor del dinero como una función del tiempo, teniendo una interdependencia de los parámetros económicos, de diseño y operación.

A continuación se da una breve descripción del contenido de cada capítulo de la tesis.

En el Capítulo 1 se presenta los fundamentos básicos de la Ingeniería Nuclear, el poder mantener una reacción nuclear autosostenida y las condiciones de criticidad son factores determinantes en el diseño de todo reactor empleado en la generación de electricidad. Se muestra un preámbulo para familiarizarnos con ciertos términos manejados a lo largo del trabajo desarrollado.

El Capítulo 2 describe los reactores utilizados en las centrales de generación de energía eléctrica, avocándose principalmente a los componentes principales del reactor BWR, describiendo así mismo las características de los reactores instalados en la CNLV.

El Capítulo 3 trata de los aspectos involucrados en el ciclo de combustible nuclear, a modo tal de poder identificar las variables involucradas en las diferentes fases del mismo y poder aprovechar al máximo los recursos disponibles para el diseño de recargas.

Cálculos manuales y el empleo de diversas consideraciones forman parte del MLR utilizado en el Plan de Utilización de Energía (PUE), proporcionado por la Comisión Federal de Electricidad, el Capítulo 4 describe las consideraciones tomadas en cuenta en todo diseño de escenarios de recarga, como lo son la energía y la longitud de ciclo requerida para satisfacer la demanda eléctrica,

además, se hace mención de las condiciones de operación y seguridad involucradas en el diseño de recargas y la descripción del Código CM-PRESTO, simulador tridimensional del núcleo del reactor que nos permite dar el seguimiento de la operación del mismo.

En el Capítulo 5 se desarrolla la Metodología de Análisis Económico de los ciclos de combustible, con la cual se calcula el costo nivelado de la energía eléctrica generada, tomando en cuenta los costos unitarios de las diferentes etapas del ciclo de combustible nuclear.

Para la optimización física del núcleo del reactor se toma en cuenta el reacomodo de los ensambles de combustible a manera de obtener la máxima generación de energía en un ciclo dado, respetando los principales criterios de seguridad. El Capítulo 6 describe el programa computacional empleado en el reacomodo e inserción de ensambles combustible basado en algoritmos genéticos así como la creación de 7 ciclos de recarga y su correspondiente evaluación económica para la Unidad Uno de la CNLV.

A manera de conclusión, en el Capítulo 7 se analizan los resultados obtenidos en el desarrollo de este trabajo y se hacen recomendaciones para la realización de investigaciones futuras relacionadas con el tema.

Capítulo 1

La Generación de Energía en Centrales Nucleoeléctricas

De manera similar a las centrales Termoeléctricas, en las centrales Nucleoeléctricas el vapor proporciona energía mecánica al grupo turbina-generator, obteniéndose de este modo energía eléctrica. La diferencia estriba en el medio para obtener vapor, esto es, mientras en plantas Termoeléctricas el vapor se obtiene empleando combustibles fósiles, en las plantas Nucleoeléctricas el agua se lleva a un estado de saturación debido al calor proporcionado principalmente por la energía cinética de los fragmentos de fisión resultantes del impacto de un neutrón en un núcleo pesado. Al incidir un neutrón en átomos de material fisil, además de los fragmentos de fisión, se pueden liberar 2.5 neutrones en promedio pudiendo dar lugar a más fisiones, se produce de este modo, la reacción nuclear en cadena, que de forma controlada, es la vía mediante la cual operan los reactores nucleares comerciales empleados en la generación de energía eléctrica.

1.1 Partículas fundamentales

Según el modelo atómico de Bohr [C2], cada átomo está formado por un núcleo compuesto con partículas neutras llamadas neutrones, junto a partículas con masa atómica un poco menor con carga positiva llamadas protones. Girando en regiones orbitales de diferente energía se encuentran los electrones de menor masa pero en la misma cantidad y con el mismo valor de carga aunque de valor negativo al de los protones.

Un átomo en estado basal está compuesto por Z número de protones, igual número de electrones y $A-Z$ neutrones, donde Z es el número atómico, mientras que A es la masa atómica en $\text{uma}^{[1]}$. Se entiende por *nucleón* a las partículas que están en el núcleo, es decir, a los neutrones y a los protones.

En la tabla 1.1 se presentan los valores de masa y carga atómica para cada partícula del átomo.

El *neutrino* al igual que el neutrón no posee carga, pero tampoco tiene masa, aparece cuando cierto núcleo está en decaimiento, existen seis tipos de neutrinos, de los cuales dos de ellos nos resultan de interés por su importancia en el proceso atómico, los electrón neutrinos y los electrón antineutrinos.

^[1] **uma**: unidad de masa atómica = 1.66×10^{-24} gramos.

Tabla 1. 1 Partículas elementales del átomo.

Partícula	Masa atómica	Carga
Electrón	$m_e = 9.10954 \times 10^{-31} \text{ Kg}$	$e = 1.60216 \times 10^{-19} \text{ coulombs}$
Protón	$m_p = 1.67265 \times 10^{-27} \text{ Kg}$	Igual en magnitud a la del electrón
Neutrón	$m_n = 1.67495 \times 10^{-27} \text{ Kg}$	Eléctricamente neutro

A las diferentes especies de átomos cuyos núcleos contienen un particular número de protones y neutrones se les llama *núclidos* [L1]. Cada núclido es denotado por el símbolo químico del elemento (Z , en algunos casos se especifica como subíndice izquierdo para mayor claridad) con el número de masa atómica como superíndice derecho, es decir, determinado átomo X se representa como:



H^1 es el núclido de hidrógeno con un solo protón en el núcleo, mientras que H^2 es el núclido de hidrógeno con un neutrón y un protón en el núcleo, llamado también *deuterio* o *hidrógeno pesado*.

Átomos tales como H^1 y H^2 que contienen igual número de protones pero diferente número de neutrones son llamados *isótopos*. Los isótopos estables (y algunos inestables), son átomos encontrados en la naturaleza.

1.2 Energía de ligadura

Conociendo el número de protones, neutrones y electrones que conforman un elemento, se tiene un determinado valor de masa. Si se utiliza un espectrógrafo de masas para obtener el valor experimental de la masa del elemento, se encuentra una masa menor entre la masa del elemento y la suma de las masas de sus partículas que lo constituyen. Esta discrepancia se denomina *defecto másico* [G1], representa el equivalente de masa de la energía que sería necesario suministrar al núcleo para romperle en sus nucleones constituyentes, es numéricamente igual a la medida de la energía que se pondría en libertad si se combinarán los Z protones con los $A-Z$ neutrones.

Para ilustrar el defecto másico, la masa teórica de un núcleo atómico es

$$Zm_p + Zm_e + (A - Z)m_n \dots\dots\dots (1.1)$$

asociando elementos, el defecto másico estará dado por

$$\text{Defecto másico} = Z(m_p + m_e) + (A - Z)m_n - M \dots\dots\dots (1.2)$$

donde:

M es la masa isotópica del núcleo.

$m_H = m_p + m_e$, es la masa del hidrógeno.

$m_H = 1.008145$ uma.

$m_n = 1.008986$ uma.

Por lo tanto, tan sólo es necesario conocer la masa isotópica del núcleo.

La energía equivalente al defecto másico recibe el nombre de energía de ligadura y la podemos encontrar aplicando la ecuación de la relatividad de Einstein:

$$E = mc^2 \dots\dots\dots (1.3)$$

donde c es la velocidad de la luz en el vacío.

Se puede obtener la energía de ligadura por nucleón dividiendo la energía de ligadura entre la masa atómica. Para el ${}_{92}\text{U}^{235}$ la energía de ligadura por nucleón es de aproximadamente 7.59 MeV.

1.3 Estabilidad

Los gases inertes poseen su última capa de electrones completa de acuerdo a los niveles orbitales de energía, se cree que existe una relación similar en el núcleo de dichos elementos, lo cual les confiere una considerable estabilidad en relación con otros elementos de la tabla periódica.

Existen dos tipos de fuerzas intranucleares:

- i) Fuerzas atractivas: Son las fuerzas que existen entre nucleones, atracción entre protón-protón, neutrón-protón y neutrón-neutrón, con su radio de acción de aproximadamente 10^{-13} m, de magnitud proporcional al número de nucleones.
- ii) Fuerzas repulsivas: De carácter electrostático (coulombianas) ejercidas por los protones cargados positivamente, son capaces de actuar a distancias relativamente grandes, de magnitud proporcional al cuadrado del número atómico (Z^2).

Notamos que al aumentar el número atómico, las fuerzas repulsivas se incrementan en magnitud mayor, para lograr la estabilidad del núcleo es necesario aumentar las fuerzas atractivas intranucleares, es decir, el exceso de neutrones sobre protones, sin embargo, existe un límite en la naturaleza de los átomos. Los elementos con número atómico superior a 84 no poseen isótopos estables, entre el $_{84}\text{Po}$ y el $_{92}\text{U}$ se encuentran los radioisótopos inestables naturales.

Los núclidos que son radioactivos se desintegran espontáneamente con una velocidad determinada dependiendo de la naturaleza del núclido. El núcleo inestable emite una partícula (radiación) característica, transformándose de este modo en un núcleo diferente, pudiendo ser o no radioactivo. Los núclidos inestables, debido a su número másico relativamente grande, emiten radiación alfa positiva (α^+), la cual es una partícula idéntica al núcleo de Helio (${}_2\text{He}^4$). Pueden emitir también radiación beta negativa (β^-), esto es electrones. El desprendimiento de electrones se da a través de la conversión de un neutrón en un protón (n,p):



El neutrino se lleva parte de la energía liberada en la reacción.

En la desintegración alfa, la partícula emitida tiene dos protones y dos neutrones menos, de suerte que el número másico tiene cuatro unidades menos. En cambio en la desintegración beta tenemos un neutrón menos y un protón más, entonces el número másico permanece inalterado.

En el caso de que un núclido contenga insuficiente número de neutrones para formar un núcleo estable con un determinado número de protones, cabe la posibilidad de que se convierta en un núcleo estable por la emisión de una partícula alfa (incremento en la relación neutrón/protón), sin embargo, la desintegración alfa se observa en los núclidos más pesados donde el número másico es relativamente grande.

1.4 Radiación gamma

En 1900, Plank introdujo la hipótesis de que la energía absorbida o liberada por un cuerpo emisor de radiación electromagnética se da en forma discreta [S2], a manera de "paquetes de energía" dada por la ecuación

$$E = h\nu \dots\dots\dots(1.4)$$

donde:

h es la constante de Planck (6.62×10^{-27} erg-segundo).

ν es la frecuencia de la radiación electromagnética.

Cada núcleo posee su propio nivel de energía cuya unidad de medida está dada en mega-electrón-volts (MeV). Esta energía puede expresarse en términos de su energía cinética y de su energía interna, con respecto a esta última está dada en un número discreto de valores de acuerdo a la teoría de Planck, cada núcleo posee sus determinados niveles de energía. En una reacción nuclear, el núcleo entra en un estado excitado, emitiendo energía y pasando al nivel inferior de energía (se dice que el estado excitado decae) y así sucesivamente hasta llegar a un estado base en el cual no se observa tendencia alguna de decaimiento. La diferencia de energía de un estado a otro aparece como un fotón de energía electromagnética llamada radiación gamma.

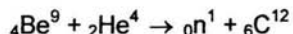
1.5 La fisión nuclear

Todo proceso en el cual uno o varios núcleos con una energía de ligadura por nucleón pequeña (menos estable) se convierten en otros de energía de ligadura por nucleón mayor (más estable), debe ir acompañado de una cierta liberación de energía.

Puede obtenerse energía por:

- Fusión: Combinación de los núcleos más ligeros.
- Fisión: Ruptura de los núcleos de número másico más elevado.

Bothe y Becker produjeron neutrones por primera vez en 1930, bombardeando berilio con partículas alfa provenientes de una fuente de polonio, de acuerdo con la reacción nuclear



Poco tiempo después, Fermi, en Italia, en su afán de descubrir elementos transuránicos, es decir, elementos que se encuentran después del uranio en la tabla periódica se dio cuenta que al bombardear uranio con neutrones se volvía radiactivo, emitiendo radionúclidos cuya vida media no corresponde con ninguna vida media hasta entonces conocida de los elementos pesados.

Curie y Savatch en Francia, lo mismo que Hahn en Alemania se dieron cuenta que la radioactividad inducida en el uranio se debía en realidad al bario y el lantano radiactivos, en realidad no existían elementos transuránicos, el núcleo del uranio natural se dividía en dos fragmentos de masa desigual, a este proceso de partición de un núcleo pesado en dos fragmentos de masa desigual se denominó fisión. De acuerdo a investigaciones posteriores, los dos isótopos de uranio natural, a saber son el U^{238} y el U^{235} , cada uno con propiedades físicas de fisión distintas.

Las intensas investigaciones en todo el mundo marcaron la pauta del uso de la gran cantidad de energía liberada en la fisión nuclear, en cuanto al desarrollo de la bomba atómica y el reactor nuclear para la producción de electricidad, la propulsión naval y otras aplicaciones.

1.5.1 Secciones eficaces transversales

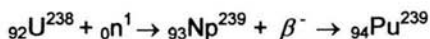
La interacción de los neutrones con el núcleo es descrita en términos de cantidades conocidas como secciones eficaces transversales.

Las interacciones de los neutrones con la materia se pueden clasificar de la siguiente manera:

- i) **Dispersión:** el núcleo absorbe al neutrón incidente y libera a otro neutrón de energía cinética menor, se queda el núcleo con el exceso de energía.
 - i.1) **Dispersión elástica.** El neutrón choca contra el núcleo sin causar fragmentación ni inestabilidad, la única energía que interviene es la energía cinética.
 - i.2) **Dispersión inelástica.** Proceso idéntico al anterior a excepción de que el núcleo se queda en un estado excitado. El núcleo excitado decae por la emisión de rayos gamma (γ).
- ii) **Captura radioactiva:** reacción exotérmica, el neutrón es capturado por el núcleo y se emiten uno o más rayos γ .
- iii) **Reacción de partículas cargadas.** Los neutrones pueden desaparecer como resultado de reacciones de absorción del tipo (n, α) y (n, p) en las que se emite un partícula alfa y un protón respectivamente.
- iv) **Reacciones productoras de neutrones.** Reacciones del tipo $(n, 2n)$ y $(n, 3n)$, se dan con neutrones energéticos, son reacciones endotérmicas dado que uno o dos neutrones son extraídos del núcleo golpeado.
- v) **Fisión.** Los neutrones colisionan con cierto núcleo dividiéndolo generalmente en dos fragmentos. Los productos de fisión son producidos con una gran cantidad de energía cinética pudiendo ser convertida en calor por medio del refrigerante en un reactor nuclear.

1.5.2 Isótopos fisiles, fértiles y fisionables

Se llaman isótopos fértiles aquellos que mientras no se fisionen ellos mismos son transformados a isótopos fisiles después de la captura de un neutrón. Su transformación implica varios pasos. El isótopo fértil más importante es el U^{238} .

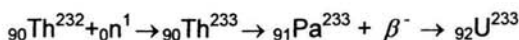


el tiempo de vida media ($t_{1/2}$)^[2] del ${}_{93}Np^{239}$ es de

$$t_{1/2} = 2.35 \text{ días}$$

Si la energía cinética del neutrón es aproximadamente 1MeV, su captura por U^{238} puede dar lugar a la fisión con menor probabilidad.

Otra reacción fértil es la siguiente

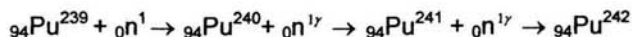


el tiempo de vida media ($t_{1/2}$) del ${}_{91}Pa^{233}$ es de

$$t_{1/2} = 27.4 \text{ días}$$

Los isótopos fisiles son núclidos para los cuales la energía de ligadura del último neutrón excede el umbral crítico de fisión. Los isótopos fisiles pueden tener fisiones cuando los neutrones que capturan tienen muy baja energía (neutrones térmicos) por ejemplo el U^{235} .

El Pu^{239} y el U^{233} generados durante la operación del reactor pueden a su vez absorber neutrones y generar fisión. Al final del ciclo de operación, las fisiones del Pu contribuyen con una gran fracción de la energía generada (arriba del 50%), extendiendo el tiempo de operación del ciclo de combustible y así reduciendo costos del mismo. Los isótopos adicionales a la cadena entera del Pu son:



En los isótopos fisionables la energía de ligadura del último neutrón no es suficiente para alcanzar el nivel de excitación encima del umbral crítico de fisión. Sin embargo con la contribución adicional de energía cinética del neutrón incidente pueden ser llevados a alcanzar su umbral, produciendo la fisión.

^[2] Entendiéndose por vida media al tiempo que tarda cierta cantidad de material radiactivo en perder la mitad de su radiactividad.

Si los neutrones contienen energía cinética ilimitada disponible, entonces todos los átomos pesados podrían ser clasificados como "fisionables". En realidad la energía cinética disponible es limitada a la energía de los neutrones de fisión.

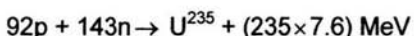
1.5.3 Energía liberada por la fisión

Para determinar la energía liberada por la fisión basta con determinar la disminución neta de masa a partir de las correspondientes masas isotópicas y aplicar la relación masa-energía de Einstein. Un procedimiento más simple aunque menos exacto es el siguiente:

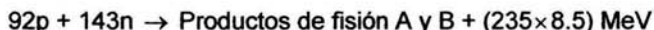
Prescindiendo de los neutrones que intervienen en el proceso y cuya contribución es despreciable a efectos de este cálculo, la reacción de fisión para el U^{235} es:



La energía de ligadura por nucleón del U^{235} es aproximadamente 7.6 MeV, podemos escribir entonces:



El número atómico de ambos productos de fisión está comprendido en el intervalo 95-140 (p.e. estaño-120) a los que corresponde una energía de ligadura por nucleón de aproximadamente 8.5 MeV



Restando miembro a miembro las dos expresiones de energía de ligadura se obtiene una energía aproximada liberada por fisión de 210 MeV.

La energía liberada por la fisión se ha determinado por varias maneras, en un acuerdo general se ha estimado un valor de alrededor de 200 MeV por cada fisión de U^{235} [11]. Conociendo las masas isotópicas de los productos de fisión y estableciendo la diferencia con la masa del U^{235} se puede calcular la energía liberada de la fisión conduciendo a un valor cercano a los 200 MeV.

En la tabla 1.2 se muestra la distribución de la energía de fisión donde se contabiliza la energía emitida en la reacción y la energía recuperada en la producción de electricidad.

Tabla 1.2 Distribución de la energía de fisión.

Energía	Energía emitida MeV	Energía recuperada MeV
Energía cinética de los fragmentos de fisión.	168	168
Energía cinética de los neutrones rápidos.	5	5
Energía de neutrinos.	11	-
Energía de rayos gamma.	7	7
Partículas beta por decaimiento de los productos de fisión.	8	8
Rayos gamma por decaimiento de los productos de fisión.	7	7
Energía gamma de captura de neutrones en materiales del reactor.	-	3-12
Total	207	198-207

Como se puede observar, gran parte de la energía liberada es debida a la energía cinética de los fragmentos de fisión, la diferencia entre la energía recuperada y la energía emitida estriba en la energía gamma de la captura de neutrones.

1.5.4 La reacción nuclear en cadena

La reacción de fisión produce unos cuantos neutrones [D4] que pueden inducir más reacciones de fisión. Podemos usar los neutrones para propagar una reacción de fisión en cadena.

1.5.5 El factor de multiplicación

Considerando un sistema de tamaño infinito (sin pérdidas de neutrones por fuga), el sistema puede ser evaluado en términos del *factor de multiplicación infinito* k_{∞} , dado por:

$$k_{\infty} = \text{Razón de producción de neutrones} / \text{Razón de absorción de neutrones.}$$

La condición de criticidad, es decir, para que una reacción en cadena autosostenida sea posible es que la razón de producción de neutrones sea igual a la razón de absorción de neutrones, $k_{\infty} = 1$

En la práctica los sistemas son de tamaño finito, los neutrones se pierden por fuga, la condición de criticidad se define en términos del *factor de multiplicación efectivo* (K), donde

$$K = \frac{\text{Razón de producción de neutrones}}{\text{Razón de absorción de neutrones} + \text{Razón de fuga de neutrones}}.$$

La criticidad ocurre cuando el número de neutrones dentro del reactor es constante (K=1). Cuando K<1, el número de neutrones decrece de generación en generación y la reacción en cadena muere, se dice que el sistema está en estado subcrítico. Si K>1 el sistema está en estado supercrítico, el número de neutrones dentro del reactor aumenta de una generación a otra.

Factor de multiplicación efectivo (K).

$$K = \frac{\Sigma_f \phi}{\Sigma_a \phi + \text{fugas}} \dots\dots\dots (1.5)$$

donde:

Σ_f es la sección eficaz transversal macroscópica de fisión.

Σ_a es la sección eficaz transversal macroscópica de absorción.

ϕ es el flujo de neutrones.

Capítulo 2

El Reactor Nuclear en las Centrales de Generación de Energía Eléctrica

La tecnología de reactores nucleares ha seguido una línea ascendente desde el empleo de la energía nuclear para beneficio de la humanidad. Presentamos una descripción de los componentes comunes a todo tipo de reactores comerciales, pero avocándonos a los reactores del tipo agua en ebullición, utilizados en la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde, de cuyas principales características hacemos mención en este mismo capítulo. Aunque en los reactores no se lleva a cabo ninguna combustión propiamente, por analogía a otros sistemas convencionales de generación de energía eléctrica, llamamos *quemado de combustible* a la cantidad de energía térmica generada por unidad de masa del material del combustible cargado en el reactor e indica el tiempo de vida útil del combustible dentro del núcleo del reactor.

2.1 Sistema de suministro de vapor

El reactor nuclear junto al generador de vapor, conforman el sistema nuclear de suministro de vapor (NSSS). El vapor producido a partir de la energía liberada en la fisión se obtiene ya sea directamente en el reactor o con el auxilio de intercambiadores de calor llamados generadores de vapor.

En el caso de un reactor de agua en ebullición el sistema de suministro de vapor incluye solamente al reactor.

2.2 Reactores de Agua Ligera (LWR)

Existen dos tipos de reactores que utilizan agua ligera como refrigerante, moderador y reflector, el reactor de agua presurizada, así como el reactor de agua en ebullición, ambos utilizan uranio enriquecido como combustible.

2.2.1 El reactor de Agua Presurizada (PWR)

El agua entra a la vasija del reactor a una temperatura de alrededor de 290°C, fluye alrededor del núcleo del reactor, sirviendo como reflector, 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^[3].

^[3] El agua tiene una alta presión de vapor.

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 de el 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.

2.2.2 El reactor de agua en ebullición (BWR)

En este tipo de reactor, el agua hierve dentro del núcleo, ya que está en contacto directo con el combustible nuclear a una presión de aproximadamente 7 MPa, de modo tal que el vapor generado va directamente a las turbinas (ciclo directo). Para una misma potencia, el bombeo de la cantidad de agua por unidad de tiempo es menor en los reactores BWR a la utilizada en los reactores PWR (el agua absorbe más calor en forma de calor latente, necesario para llevar el agua a su punto de ebullición). No obstante, el agua al pasar a través del núcleo del reactor tiende a ser radiactiva, por lo tanto, las componentes del sistema de suministro de vapor deben estar blindadas.

En la figura 2.1 se muestra el sistema de recirculación de un reactor del tipo BWR.

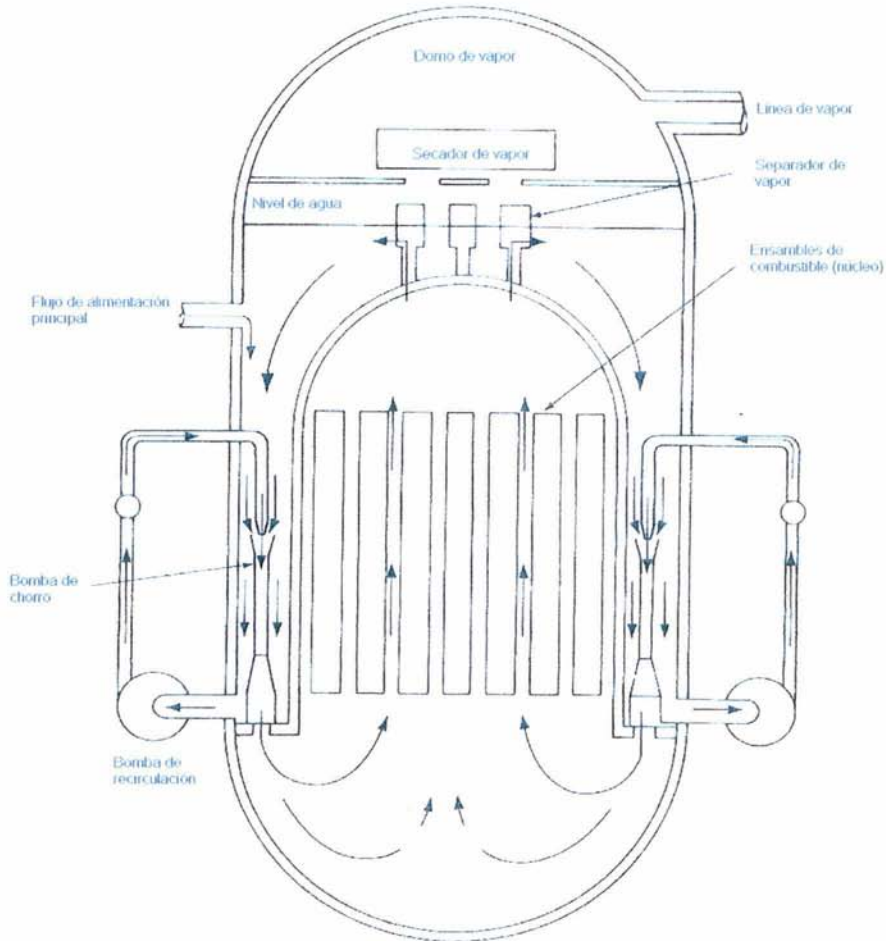


Figura 2.1 Sistema de recirculación de un reactor BWR.

El sistema de generación primaria cumple con un ciclo termodinámico [S1], en este caso un ciclo Rankine de vapor (ver figura 2.2), siendo un circuito cerrado formado por:

- Una fuente de energía térmica, en este caso el reactor.
- Un mecanismo de transformación de energía térmica a mecánica y posteriormente a energía eléctrica, formado por el grupo turbina-generador.
- Un sumidero de energía térmica residual, el condensador.
- Un sistema de suministro de agua al reactor, formado por el sistema de bombas en circulación forzada.

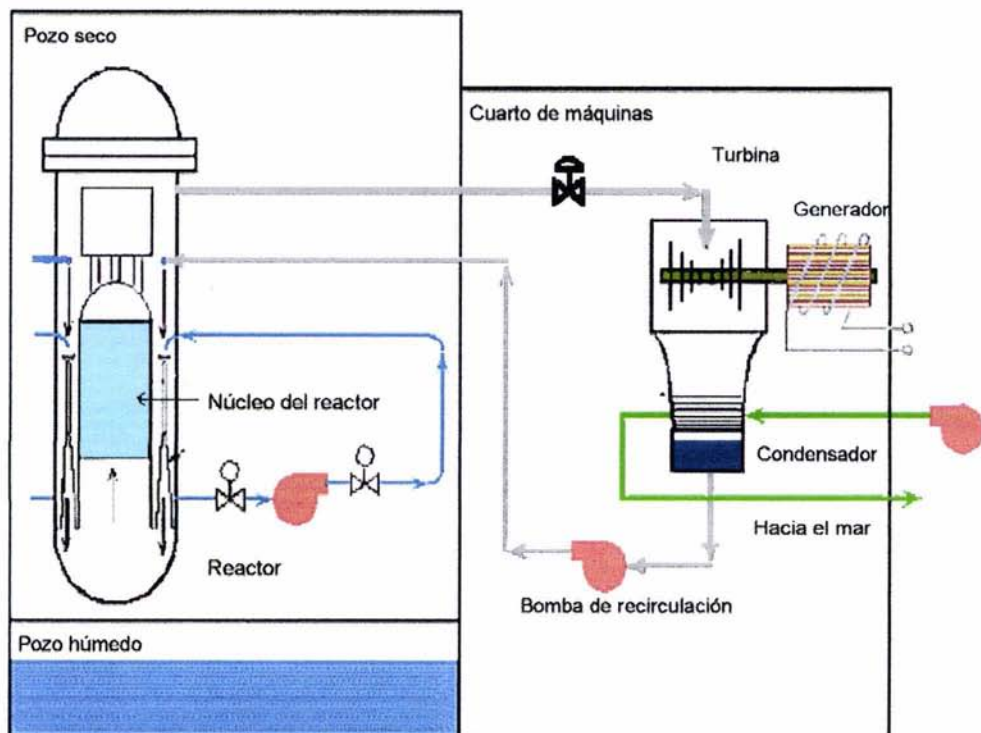


Figura 2.2 Sistema de generación primaria para un reactor BWR.

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 ensambles	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

2.2.2.1 Combustible

El combustible más utilizado en los reactores comerciales BWR es el dióxido de uranio (UO_2), aumentándose la concentración de U^{235} en un 3 al 5% en peso del uranio natural, mediante un proceso llamado enriquecimiento.

El UO_2 se fabrica en pequeños cilindros de 1.041 cm de diámetro y aproximadamente 1 cm de longitud, 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.

Características físicas del UO_2 .

- Tiene un punto de fisión relativamente alto (3386 °C)
- Tiene buena estabilidad radioactiva 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.

Una de las desventajas de utilizar UO_2 es su pequeño valor de conductividad térmica.

Las varillas de UO_2 se agrupan en un arreglo específico para formar un ensamble de combustible (figura 2.3). Al conjunto de cuatro ensambles y una barra de control se le denomina celda de control (figura 2.4).

1. GUÍA DEL ENSAMBLE
2. MANGO DEL CANAL
3. SUJETADOR SUPERIOR
4. RESORTE DE EXPANSIÓN
5. SELLADOR
6. CANAL
7. BARRA DE CONTROL
8. BARRA DE COMBUSTIBLE
9. ESPACIADOR
10. PLACA DE SOPORTE DEL NÚCLEO
11. SUJETADOR INFERIOR
12. PIEZA DE SOPORTE DEL COMBUSTIBLE
13. PASTILLAS DE COMBUSTIBLE
14. CONECTOR FINAL
15. ESPACIADOR DE CANAL
16. RESORTE

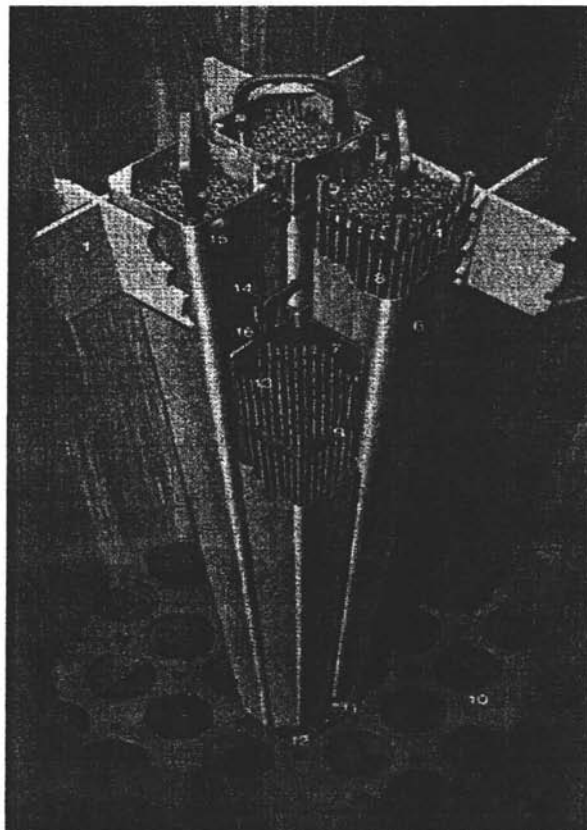


Figura 2.3 Ensamble de combustible tipo BWR.

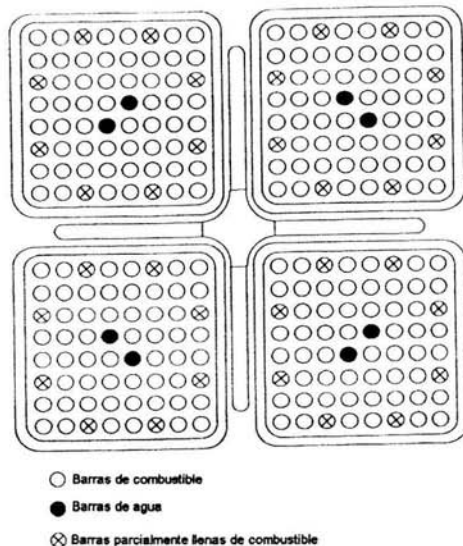


Figura 2.4 Barra de control cruciforme localizada entre cuatro ensambles BWR.

2.2.2.2 Moderador

En la reacción nuclear es muy importante que la energía de los neutrones productos de la fisión alcance la energía térmica de los componentes del reactor, con el fin de tener una mayor probabilidad de fisión de los neutrones con otros núcleos. El componente capaz de frenar a los neutrones productos de la fisión debe poseer una sección eficaz transversal de dispersión grande y una masa pequeña para restarles una gran cantidad de energía cinética en un choque, tal es el caso del agua pesada, el agua ordinaria o el grafito.

2.2.2.3 Refrigerante

El refrigerante actúa como un sistema de remoción del calor producido en la fisión nuclear. Entre sus características principales debe poseer un alto valor de conductividad térmica y una viscosidad lo suficientemente baja, para mantener una potencia de bombeo necesaria en la que el refrigerante pueda circular a través del combustible, no intervenga en la absorción de neutrones y no sea un agente corrosivo para los materiales del reactor.

Entre los refrigerantes utilizados tenemos el agua pura, el agua pesada, el anhídrico carbónico y el sodio.

El agua pura a alta presión es utilizada comúnmente en los reactores BWR. Entre sus principales desventajas como refrigerante, se encuentran la necesidad de construir el sistema primario del refrigerante con materiales especiales resistentes a la alta corrosión producto del agua caliente. El agua ligera posee una alta sección eficaz transversal de captura de neutrones y bajo ciertas condiciones (baja presión dentro del reactor) el agua en ebullición puede reaccionar químicamente en forma violenta con el uranio.

2.2.2.4 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.

2.2.2.5 Material estructural

El material estructural se utiliza para mantener la geometría del reactor o separar los constituyentes que no sean compatibles químicamente. Entre los constituyentes del material estructural se encuentran las rejillas separadoras de ensambles de combustible, el encamisado de las barras de combustible y las barreras de flujo refrigerante. En los BWR se usan como encamisado para el UO_2 , las aleaciones de zirconio por tener alta resistencia a la corrosión, a la radiación y resistencia estructural a las temperaturas de operación normal. El acero inoxidable tiene mayor resistencia y más bajo costo, pero presenta una sección eficaz de captura neutrónica-térmica mucho más alta que el zirconio. El zircaloy II y el zircaloy IV contienen un 92% de zirconio en peso con pequeñas cantidades de estaño, hierro, cromo y níquel, son los revestimientos y materiales estructurales predominantes debido a sus secciones eficaces de absorción neutrónica aptas para energías térmicas.

2.2.2.6 Material de control

Con el propósito de lograr la operación del reactor por un tiempo específico (o que alcance un quemado deseado), es necesario diseñar al principio de la vida útil del núcleo (*Beginning of Life*) un margen de reactividad en exceso, donde la reactividad se controla mediante barras de control móviles cruciformes, distribuidas en el núcleo simétricamente.

El sistema de control de reactividad puede regular las reacciones de fisión en el núcleo del reactor, formado por barras cruciformes de acero, contiene *veneno* (material absorbedor de neutrones), reduciendo el número de fisiones. Los venenos utilizados para controlar el flujo neutrónico se encuentran en el interior de las barras de acero inoxidable, las cuales se pueden meter y sacar de la parte activa (desde la base). El veneno de las barras de control es carburo de Boro (B_4C) en polvo. Las barras de control utilizadas en la CNLV tienen una longitud activa de 143.0 pulgadas de B_4C .

En el núcleo del reactor existen ensambles de combustibles que tienen diversas varillas con gadolinio (Gd_2O_3) mezclado con UO_2 . El gadolinio es un veneno quemable, gran absorbente de neutrones térmicos, que disminuye la reactividad del combustible inicialmente y va agotándose a lo largo de la vida útil.

Para lograr una óptima utilización de combustible se utilizan varillas de diferentes tipos dentro de los ensambles, pretendiéndose una configuración que disminuya los picos de potencia y permita la operación con una alta densidad de potencia. Además, es deseable mantener una densidad de potencia uniforme en todo el núcleo, por ello se hacen arreglos especiales, debido al alto flujo térmico presentado cerca de las regiones de agua, a consecuencia de la mayor moderación.

2.2.2.7 Ensamblés de combustible

Con el transcurso del tiempo los ensambles combustibles han evolucionado con la finalidad de utilizar de manera más eficiente el combustible nuclear y a un bajo costo de manufactura [H1]. Los primeros arreglos consistían en modelos de 7x7 varillas hasta los actuales arreglos de 10x10; desde no tener ninguna varilla de agua hasta tener amplias zonas de agua en lugar de combustible.

Los arreglos iniciales de 7x7 presentaron algunas dificultades debido al fenómeno llamado interacción pastilla-encamisado (PCI). Debido a este problema los reactores que contenían este tipo de combustible seguían estrictos cambios de potencia en forma de rampa con la finalidad de minimizar el PCI. General Electric reportó que el problema del PCI era debido a la rapidez de generación de calor. Posteriormente se desarrollaron los ensambles de 8x8 en los que se disminuyó la razón de generación lineal de calor (LHGR) con la finalidad de reducir la probabilidad de fallas debidas al PCI y para aumentar los márgenes térmicos. En el caso de los arreglos de 9x9 se presentan varias mejoras con respecto a los diseños anteriores, por ejemplo: la razón de generación lineal de calor (LHGR) más baja, ya no cuentan con la restricción de los cambios de potencia en forma de rampa. Además, en el diseño del ensamble de 9x9 se ha reportado un incremento en aproximadamente de un 20% del quemado de combustible.

2.3 Quemado del combustible

El quemado es la cantidad total de energía térmica generada por unidad de masa del material de combustible cargado en el reactor e indica el tiempo de vida útil del combustible en el reactor.

Considerando un reactor, que opera a una potencia P dada en megawatts (MW). Si la energía liberada (recuperada) por fisión se denomina como E_R en MeV, el número total de fisiones que ocurren en el reactor por segundo será:

$$\begin{aligned} \text{Relación de fisión} &= P(\text{MW}) \times \frac{10^6 \text{ Joules}}{\text{MW} \cdot \text{s}} \times \frac{\text{fisión}}{E_R \text{ MeV}} \times \frac{\text{MeV}}{1.6 \times 10^{-13} \text{ Joules}} \times \frac{86,400 \text{ s}}{\text{día}} \\ &= 5.4 \times 10^{23} \frac{P}{E_R} \text{ fisiones / día} \dots\dots\dots(2.1) \end{aligned}$$

Si la masa del isótopo fisil es A y N_A es el número de Avogrado, se obtiene la relación de quemado:

$$\text{Relación de Quemado} = 5.4 \times 10^{23} \frac{P}{E_R} \times \frac{A}{0.60225 \times 10^{24}} = 0.896 \frac{PA}{E_R} \frac{\text{g}}{\text{día}} \dots\dots\dots(2.2)$$

En la fisión de un núcleo (p.e. U^{235}) se recupera una energía de aproximadamente 200 MeV sin considerar la energía de los neutrinos, por lo que se tiene:

$$\text{Relación de Quemado} = 0.896 \frac{P(235)}{200} = 1.05P \frac{\text{g}}{\text{día}} \dots\dots\dots(2.3)$$

Finalmente, si el reactor opera a una potencia P de 1 MW se obtiene:

$$\text{Relación de Quemado} \approx 0.001 \frac{\text{kg}}{\text{día}} \dots\dots\dots(2.4)$$

Esta relación indica que para producir una energía de 1 megawatt-día se requiere la fisión de un gramo de U^{235} .

El enfoque más común para los reactores nucleares es cuantificar el quemado en términos de la energía producida por el combustible y se expresa en unidades de megawatts-día/tonelada (MWd/T); en el sistema SI de unidades, 1MWd/T es equivalente a 86.4 MJ/kg.

3.1.1 Estudios geológicos

Los estudios geológicos implican trabajo de campo y conocimiento geológico acumulado. Determinadas rocas existentes en la corteza terrestre pueden indicar la existencia de material físil o fisiónable, ejemplo de éllo son la Batolita y rocas sedimentarias encontradas en el estado de Idaho, Estados Unidos.

3.1.2 Exploración aérea

Una inspección preliminar se lleva a cabo vía satélite, utilizando la reflexión de ondas electromagnéticas [C1]^[4], los análisis computarizados proporcionan información de minerales en la Tierra. Un estudio más a detalle en las zonas seleccionadas (con base a los estudios geológicos y la información satelital), efectuado por aviones o helicópteros se realiza utilizando inspecciones radiométricas, utilizando detectores de rayos gamma.

3.1.3 Inspecciones superficiales

Las inspecciones se realizan a pie, a caballo o en vehículos terrestres utilizando contadores de radiación como el contador Geiger-Mueller (G-M). Las mediciones de radiación pueden detectar gas radón originado en los depósitos de Uranio y Torio.

3.2 Molienda del mineral de Uranio

La molienda reduce al mineral en granos, el tueste de los mismos remueve la mayoría de la materia orgánica, seguido del lavado, la extracción por solventes conduce a obtener una sal concentrada de uranio con un 75 a 80 % de U_3O_8 , sustancia conocida como *torta amarilla*. El intercambio iónico reduce el nivel de impureza del mineral concentrado.

El U_3O_8 es centrifugado y secado para finalmente empaquetarlo en barriles de acero de 55 galones.

^[4] en 1978 se puso en órbita el *Herat Resources Technology Satellite, Landsat-1*, por la NASA.

3.3 Purificación del U_3O_8

El uranio debe tener un alto grado de pureza para rendir satisfactoriamente dentro del núcleo del reactor. Impurezas comúnmente encontradas en el U_3O_8 son el boro, el cadmio y el cloro. El uranio puede ser extraído por solventes orgánicos inmiscibles en agua, además de ser capaz de formar una solución orgánica, eléctricamente neutra.

En el proceso PUREX, el nitrato de uranio es extraído selectivamente de soluciones acuosas de ciertos solventes orgánicos, tales como el éter dietileno y el tributil fosfato.

3.4 Conversión de uranio a hexafluoruro de uranio (UF_6)

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.

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 (ver figura 3.2).

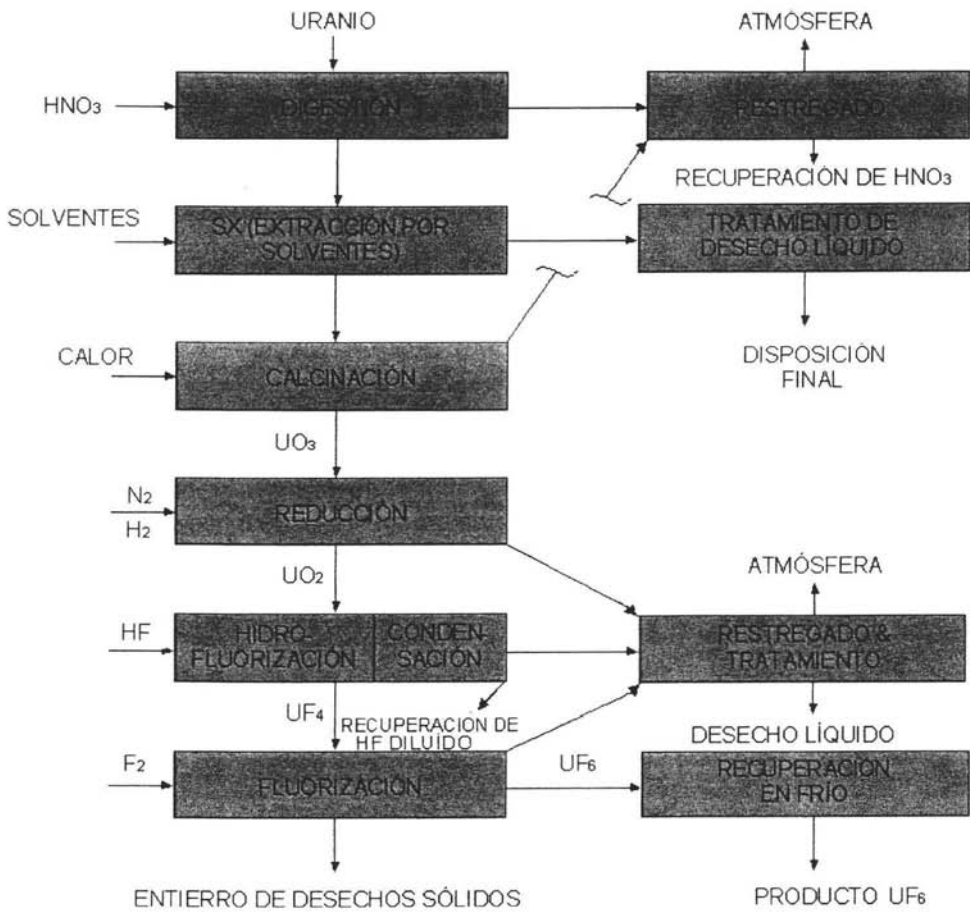


Figura 3.2 Diagrama simplificado del proceso de extracción por solventes en húmedo para la conversión de U_3O_8 a UF_6 .

3.5 Enriquecimiento del uranio por difusión gaseosa

En los reactores BWR se utiliza un enriquecimiento del uranio del 2 al 5%. El procedimiento de difusión gaseosa (ver figura 3.3) se basa en la diferencia de masas del ^{235}U y del ^{238}U al golpear la barrera de una membrana con millones de pequeños poros. Si las moléculas del UF_6 a determinada temperatura T , tienen una energía cinética $kT = 1/2MV^2$, donde

k es la constante de Boltzman.

M es la masa molecular.

V es la velocidad de la molécula.

La razón de las velocidades de dos moléculas con diferentes masa M_H y M_L es igual a

$$\frac{V_L}{V_H} = \left(\frac{M_H}{M_L} \right)^{1/2} = \alpha ,$$

Las moléculas del $^{235}\text{UF}_6$ son ligeramente más rápidas que las del $^{238}\text{UF}_6$. La frecuencia relativa con la cual las moléculas pasan a través de un pequeño poro de la barrera es proporcional a la velocidad de las mismas. Entonces, la difusión de las moléculas más ligeras es más rápida y el gas que pasa a través de la barrera es ligeramente enriquecido a $^{235}\text{UF}_6$. Una medida de la habilidad para la separación de los dos isótopos por este método es el valor del factor de separación

$$\alpha = \left(\frac{M_H}{M_L} \right)^{1/2} = \left(\frac{238 + 6 \times 19}{235 + 6 \times 19} \right)^{1/2} = 1.004289$$

El valor práctico, está dado por el cálculo Rayleigh de destilación igual a 1.003, la reducción de α es debida a la presión de retroceso hacia abajo del fluido no separado a través de la barrera.

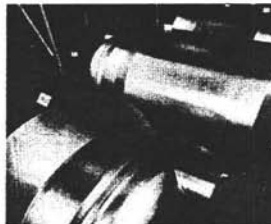


Figura 3.3 Equipo típico de difusión gaseosa.

Dada la pequeña diferencia en peso del ^{235}U y del ^{238}U es necesario utilizar un gran número de barreras dispuestas en forma de cascadas (ver figura 3.4), incrementándose de este modo el enriquecimiento de una etapa a la siguiente.

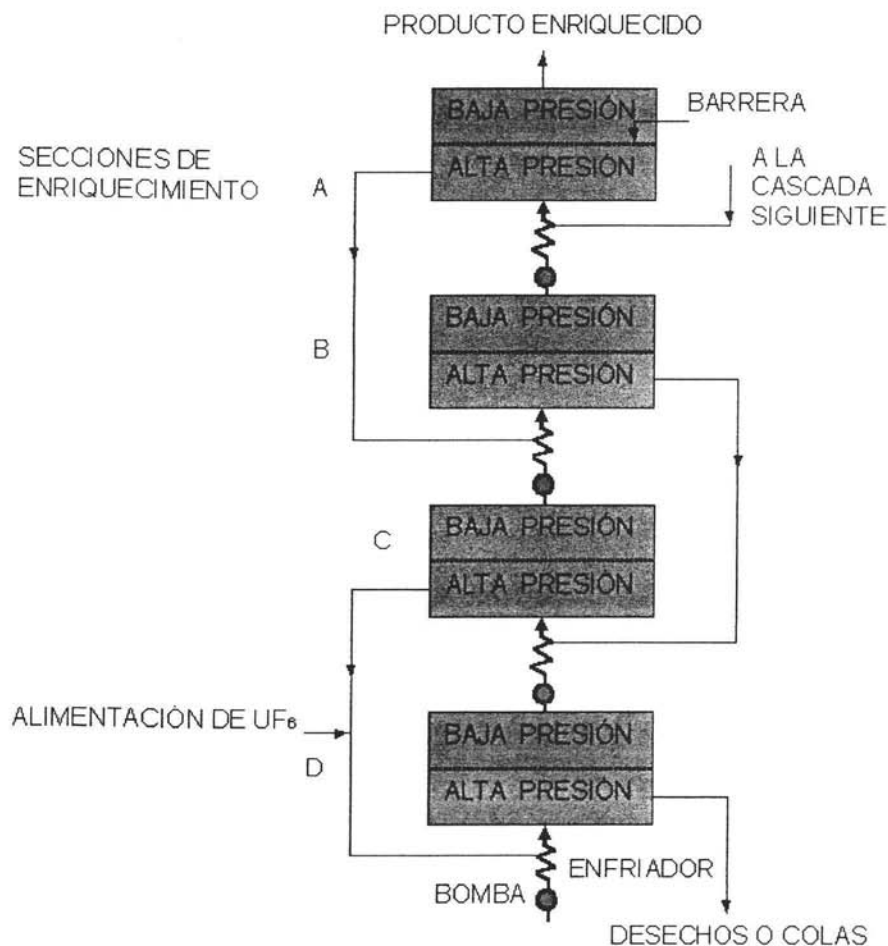


Figura 3.4 Proceso de difusión gaseosa en cascada.

3.5.1 Trabajo separativo

La ecuación total de balance de material para la cascada se escribe como

$$F = P + W \dots\dots\dots (3.1)$$

donde F es la cantidad de Uranio natural, P es el producto y W el material de desecho (colas), todos en unidades de masa.

La ecuación de balance para la cascada completa del ^{235}U es

$$x_f F = x_p P + x_w W \dots\dots\dots (3.2)$$

donde x_f es el enriquecimiento de alimentación, x_p es el enriquecimiento del producto y x_w es el enriquecimiento de los residuos, dados en % de peso de ^{235}U .

Combinando las ecuaciones (3.1) y (3.2) se obtiene la razón de material de alimentación a material de producto en función de los enriquecimientos:

$$\frac{F}{P} = \frac{x_p - x_w}{x_f - x_w} \dots\dots\dots (3.3)$$

El parámetro cuantitativo que define la relación entre el trabajo realizado por la cascada, la masa y el enriquecimiento del producto, de la alimentación y de los residuos se denomina trabajo separativo (SW) y está definido por:

$$SW = WV(x_w) + PV(x_p) - FV(x_f) \dots\dots\dots (3.4)$$

donde:

$$V(x_i) = (2x_i - 1) \cdot \ln\left(\frac{x_i}{1 - x_i}\right) \dots\dots\dots (3.5)$$

El trabajo separativo tiene unidades de masa y se puede ver como la razón de flujo de masa multiplicada por el tiempo requerido para obtener una cantidad de producto determinado. El trabajo separativo debe realizarse para obtener el producto enriquecido, dividiendo la ecuación (3.4) por el material de producto se tiene:

$$\frac{SW}{P} = V(x_p) + \left(\frac{x_p - x_f}{x_f - x_w} \right) V(x_w) - \left(\frac{x_p - x_f}{x_f - x} \right) V(x_f) \dots\dots\dots (3.6)$$

3.6 Fabricación del combustible

Para la manufactura de pastillas de combustible, el UF_6 procedente de la planta de difusión gaseosa debe ser convertido a dióxido de uranio (UO_2) en polvo, el cual es prensado para la obtención de pastillas cilíndricas, recibiendo tratamientos térmicos y metalúrgicos.

Las pastillas cilíndricas de combustible (ver figura 3.5) se sinterizan en una atmósfera neutra o reductora, evitando la asimilación de O_2 a una temperatura de $1650^\circ C$ incrementando su densidad, su conductividad térmica y el número de átomos por unidad de volumen. Al sinterizar las pastillas, la comprensión en frío permite darles la forma deseada, mientras el calor proporcionado produce un cuerpo fuerte de alta cohesividad.



Figura 3.5 Pastilla típica de combustible en un BWR.

3.7 Irradiación del combustible

Las etapas involucradas durante la irradiación del combustible deberán contemplar como objetivo primordial la optimización física y económica del combustible nuclear, cumpliendo con los requerimientos de seguridad impuestos por el organismo regulador.

3.7.1 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 planta. Las variables de interés son enunciadas a continuación:

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

Las tres primeras variables, además de la longitud del ciclo de operación, tienen una influencia muy grande en los costos del ciclo de combustible y pueden afectar la factibilidad de cualquier plan de carga. Las restantes tienen efectos secundarios sobre los costos de combustibles y están asociadas al diseño específico del núcleo de recarga.

3.7.2 Etapas involucradas en el Plan de Recarga

Para realizar el diseño del ciclo de operación, en la administración del combustible dentro del núcleo se consideran tres etapas:

Etapa 1. Determinación del número de ensambles de combustible para la recarga, así como su enriquecimiento. El proceso comienza varios meses antes de que el uranio sea mandado a la planta de enriquecimiento (véase sección 5.3, *Modelo Económico*).

Etapa 2. Determinación de la fracción de recarga para el combustible nuevo y utilizado. El proceso comienza aproximadamente un año antes de ser recargado el núcleo. Las especificaciones del plan de carga final cubren la información del ciclo anterior de la planta y los requerimientos de energía proyectados, para asegurar que las especificaciones técnicas y las restricciones impuestas para la seguridad de la planta no sean violadas.

Etapa 3. Realización de un reporte del plan de recarga a la Comisión Reguladora Nuclear en México, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardia (CNSNS), generalmente tres meses antes de la recarga. Las actividades consisten en la justificación del plan de recarga seleccionado considerando la seguridad de la planta. La etapa finaliza cuando la CNSNS emite la carta de aprobación para que se realice la recarga.

3.7.3 Tiempo de recarga de combustible

El tiempo de parada guarda una fuerte relación con la fracción de recarga ya que un ciclo corto de operación reduce el factor de disponibilidad de la planta y por consiguiente la reducción del factor de capacidad.

Un factor adicional que debe ser considerado en la recarga de reactores moderados y enfriados por agua ligera, es el efecto de paradas frecuentes en la fiabilidad del sistema de enfriamiento primario. Dado que la parada requiere alcanzar una temperatura en sus componentes a condiciones ambientales, este gran cambio de temperatura causa fatiga en muchos de los grandes componentes del sistema primario.

3.7.4 Reducción Gradual de Potencia (Coast Down)

Cada ciclo del reactor es diseñado para producir un monto dado de energía térmica. Una vez que el monto de energía ha sido producido y todo el veneno de control ha sido removido, el reactor no es capaz de sostener una reacción en cadena a potencia nominal y temperatura del refrigerante. Llegando al punto, sin embargo, la operación del reactor continúa por un período limitado de tiempo en un nivel de potencia progresivamente más bajo o condiciones de temperatura del refrigerante primario más bajas. Este nivel de potencia de operación es conocido como "*stretchout*".

El modo "*stretchout*" utiliza el inventario de reactividad en varios coeficientes de reactividad variando el parámetro del coeficiente en una dirección tal que pueda hacerse disponible una porción del inventario de reactividad para generación de energía

adicional. Hay dos fuentes generales de reactividad: la reducción gradual o “*coast down de potencia*” y el incremento en la densidad del moderador por la disminución de su temperatura.

La estrategia de Coast Down se ha empleado en la CNLV, dado que en todos los reactores que utilizan combustible cerámico como el UO_2 , el defecto Doppler puede contarse con un porcentaje de 1 a 1.5 % en el inventario de reactividad a potencia plena. Dado que la temperatura del combustible decrece con el nivel de potencia, una reducción en el nivel de potencia decrece la reactividad ligada al defecto Doppler, le hace disponible para un quemado adicional de combustible. El efecto del veneno de xenón también es dependiente del nivel de potencia. De modo no lineal, una reducción en el nivel de potencia también reduce el veneno de xenón. La mayor desventaja de este modo de operación es la disminución del factor de capacidad.

En reactores moderados por agua, el moderador está sujeto a una variación considerable en su densidad con la temperatura debido a su gran coeficiente de expansión térmica. Dado que todos los reactores moderados por agua son submoderados cuando operan a plena potencia, una reducción en la temperatura del moderador provoca un incremento en la densidad del moderador, lo cual agrega reactividad al sistema. Un incremento en la densidad del moderador produce una mayor extensión del ciclo.

El ciclo de “*stretchout*” es normalmente usado para extender la energía del ciclo o diferir el paro de la planta por recarga de combustible según fechas establecidas, se utiliza también en algunos casos para obtener un mayor quemado del combustible descargado al final del ciclo, reduciendo la componente del costo de procesamiento del ciclo de combustible. De uso limitado en muchos ciclos, el ciclo de “*stretchout*” ha sido sugerido como mecanismo para reducir los costos de generación total de energía en algunos reactores, sin embargo, dado que la planta no está operando a su capacidad plena durante el período de stretchout, existen pérdidas económicas que deben ser compensadas por las ganancias económicas involucradas dentro del ciclo de combustible.

3.8 Residuos radiactivos

Los residuos radiactivos pueden ser de alta, mediana o baja intensidad y de larga, mediana o corta vida media [D2].

Los residuos sólidos como los materiales que sufrieron contaminación radioactiva durante todos los trabajos normales de operación o mantenimiento, al igual que los residuos líquidos (drenes del equipo y del piso, algunos desechos químicos y agua

mezclada con detergentes) y gaseosos (gases no condensables que acompañan al vapor) son generalmente de baja intensidad y de corta o mediana vida media.

Los ensambles que fueron extraídos del reactor contienen una gran diversidad de isótopos radiactivos de elevada intensidad, que pueden ser de corta, mediana o larga vida media.

Los residuos líquidos son sometidos a un proceso de filtrado a través de resinas de intercambio iónico que retienen las partículas radiactivas, para posteriormente ser drenados al exterior.

Los residuos gaseosos son extraídos del condensador para ser transportados a un equipo de tratamiento, mientras que algunos gases radiactivos como el yodo-131 son retenidos indefinidamente. El resto permanece el tiempo suficiente para que decaiga su actividad a niveles no perjudiciales y poder ser expulsados a la atmósfera en altas diluciones.

Los residuos sólidos de baja intensidad se colocan en tambores de acero especiales, mezclados con alguna resina (asfalto, como en el caso de Laguna Verde) o ahogados en cemento para depositarlos en lugares seguros, durante el tiempo necesario para garantizar que su actividad deje de ser peligrosa.

3.9 Reprocesamiento

La opción de estrategias alternativas de ciclo de combustible dependerá en parte del crecimiento de la generación de electricidad [U1]. En crecimiento mediano o alto habrá incentivos, en algunos países, para reprocesar el combustible gastado, recuperando y reciclando material fértil reduciendo la demanda del mineral de Uranio.

Si el crecimiento es bajo, el reprocesamiento y reciclado puede ser considerado como un medio para reutilizar los desechos en la parte final del ciclo de combustible.

Tres tipos de estrategias han sido consideradas hasta el presente:

1. Disposición directa del combustible gastado.

Asume que el combustible gastado puede ser almacenado de modo permanente en contenedores especiales en depósitos subterráneos una vez sacados de las albercas de decaimiento donde algunos ensambles hubieron permanecido durante toda la vida útil de la planta (en 18 meses la radiactividad acumulada en los ensambles se ve disminuida en un 97%).

2. Reciclaje en reactores térmicos.

Asume que el combustible gastado producto de los reactores de agua ligera puede ser reprocesado y que los materiales físite recuperados, p.e. plutonio y uranio, podrían ser reciclados en reactores de agua ligera usando combustibles de óxidos mixtos (MOX).

3. Introducción de reactores rápidos.

Implementación de reactores rápidos de acuerdo a las capacidades de la industria. Podría haber una cantidad significativa de reactores rápidos en un limitado número de países alrededor de 2030. La introducción de reactores rápidos es considerada como una alternativa realizable solamente en países con un crecimiento medio o alto en la demanda de energía eléctrica.

Capítulo 4

Análisis Físico

El diseño de recargas de combustible en principio, involucra cálculos sencillos, manuales, con modelos simplificados del reactor para determinar, en función de las longitudes de ciclo esperados (tiempo de operación continua del reactor sin paro para efectuar la recarga) y con la demanda futura de energía para un número determinado de años (proporcionada por el Plan de Utilización de Energía, dado por la Comisión Federal de Electricidad), el enriquecimiento promedio y la cantidad de ensambles de combustible necesarios para efectuar cada recarga. Se describen a continuación algunos de los métodos efectuados para llevar a cabo dicha estrategia, así como la descripción de las herramientas y modelos utilizados para simular el desempeño del combustible dentro del núcleo del reactor.

4.1 Modelo Lineal de Reactividad (MLR)

El *modelo lineal de reactividad* (MLR) [D3] emplea una metodología sencilla para la evaluación del combustible dentro del reactor de forma simple. Utilizado para evaluar diversos escenarios de recarga de combustible en un lapso de tiempo relativamente corto a diferencia de otros modelos con métodos más complejos. El MLR permite evaluar un mayor número de casos para poder analizar los escenarios de recarga más factibles con modelos más sofisticados.

El MLR se basa en el uso de la reactividad potencial de un ensamble, es decir, se calcula en ausencia de venenos de control (véase sección 2.2.2.6, *Material de control*).

Las principales suposiciones y restricciones que emplea el MLR son:

1. La reactividad es una función lineal del quemado (véase sección 2.3, *Quemado del combustible*):

$$\rho = \rho_0 + AB \dots\dots\dots(4.1)$$

2. La reactividad inicial ρ_0 es determinada por extrapolación; correspondiendo al valor después de la saturación de los productos de fisión (xenón y samario) al alcanzar el equilibrio y la pendiente (A) está dada en función de la relación de conversión de combustible y es única para cada combinación de enriquecimiento inicial y de la relación combustible-moderador. Ambas (ρ_0 y A) son funciones del enriquecimiento del combustible de recarga en el intervalo de mayor interés (2 a 5% de U-235).

3. La razón de reactividad inicial con pendiente (ρ_o / A) es casi lineal y está dada en función del enriquecimiento para una razón fija de combustible-moderador.
4. El MLR se aplica a ciclos en equilibrio y de transición del núcleo del reactor.
5. La energía producida durante un ciclo dado se reparte entre los lotes de combustible en proporción al número de ensambles de éstos.
6. Considera desigual potencia repartida entre los lotes de combustible.

4.2 Selección de la fracción de recarga

En los reactores comerciales solamente una fracción del combustible es reemplazada por uno o más lotes de combustible fresco al final de cada ciclo. Si cada lote permanece en el reactor n ciclos de operación, entonces la fracción del núcleo reemplazada en cada recarga es $1/n$. En promedio, el quemado recibido en cada lote, durante cada ciclo es B_d/n , donde B_d es el quemado de descarga.

Para expresar la relación entre la energía del ciclo, el exceso de reactividad, el quemado de descarga y la fracción de combustible de recarga adoptamos el modelo desarrollado por L.E. Strambridge de Westinghouse. El reactor es tratado como una región homogénea en la cual, todos los ensambles de combustibles están operando con la misma razón de absorción de neutrones.

Esta consideración desacopla la dependencia espacial y nos permite aproximar el factor de multiplicación del reactor usando la siguiente relación algebraica:

$$k_{\text{reactor}} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n k_i \dots\dots\dots (4.2)$$

donde n es el número de lotes de combustible, cada uno con el mismo n número de ensambles.

k_i es el factor de multiplicación infinito del lote i .

El combustible en la mayoría de los reactores es colocado y el material de control distribuido de tal forma que se logre alcanzar una razón de absorción de neutrones o una distribución de potencia uniforme lo mejor posible.

4.3 Razón de Agotamiento Uniforme

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

$$k_i = k_o - \alpha B_i \dots \dots \dots (4.3)$$

donde, k_o es el factor de multiplicación 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

$$B_1 = \frac{k_o - k_F}{\alpha} \dots \dots \dots (4.4)$$

donde 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 4.5. Si B_2 es el quemado al final de cada ciclo cuando el factor de multiplicación del reactor es k_F , entonces

$$\begin{aligned} k_F &= \frac{k_o - \alpha B_2}{2} + \frac{k_o - 2\alpha B_2}{2} \\ &= k_o - \frac{3\alpha B_2}{2} \dots \dots \dots (4.5) \end{aligned}$$

y

$$B_2 = \frac{2(k_o - k_F)}{3\alpha} = \frac{2}{3} B_1 \dots \dots \dots (4.6)$$

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

$$k_F = k_o - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n i\alpha \cdot B_n \dots \dots \dots (4.7)$$

ya que

$$\sum_{i=1}^n i = \frac{n(n+1)}{2} \dots\dots\dots (4.8)$$

entonces

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

en este caso el quemado del ciclo (B_n), es

$$B_n = \frac{2(k_o - k_F)}{\alpha(n+1)} \dots\dots\dots (4.10)$$

y el quemado de el combustible a la descarga es

$$B_d = nB_n = \left(\frac{2n}{n+1}\right)\frac{k_o - k_F}{\alpha} = \frac{2n}{n+1} B_1 \dots\dots\dots (4.11)$$

4.4 Parámetros de la fracción de recarga

Los parámetros considerados en la determinación de la *fracción de recarga* se derivan con base a su dependencia. El quemado promedio a la descarga del lote, B_d , y la potencia específica del núcleo (MWt/TU), S , la cual es una medida de la razón de energía liberada en el núcleo, dependen del diseño de combustible; el factor de capacidad, f_c , definido como la razón de potencia promedio de la planta sobre un período de tiempo (usualmente un año) con respecto al nivel de potencia nominal de la planta, y la longitud del ciclo en equilibrio, L_c (dada en años).

La ecuación (4.11) puede escribirse como

$$B_1 = \frac{1}{2}(1 + f_{NA})B_d \dots\dots\dots (4.12)$$

Aplicando la relación de balance de energía:

$$f_{NA}B_d = 365.25 f_c L_c S \dots\dots\dots (4.13)$$

f_{NA} es la fracción de combustible recargado en el núcleo y 365.25 es el número promedio de días en un año.

Despejando f_{NA} se tiene

$$f_{NA} = \frac{365.25 f_c L_c S}{B_d} \dots\dots\dots (4.14)$$

Para f_c, L_c, B_d y S dados, la fracción de recarga f_{NA} en un ciclo de equilibrio es fija. La ecuación (4.14) es la relación más simple utilizada en la administración del combustible nuclear.

4.5 Relación del enriquecimiento de Recarga

Una aproximación para el *enriquecimiento promedio de la recarga* en %U-235 está expresada como:

$$x_p = \alpha + \beta^* \cdot B_1 \dots\dots\dots (4.15)$$

donde α y β^* son los coeficientes de correlación.

Utilizando las ecuaciones (4.12) , (4.14) y (4.15) se deriva la siguiente expresión para el enriquecimiento del núcleo en equilibrio:

$$x_p = \alpha + \beta \cdot (B_d + 365.25 f_c L_c S) \dots\dots\dots (4.16)$$

donde $\beta = \beta^* / 2$.

4.6 El principio Haling

Un principio muy usado para el diseño del arreglo y control del combustible publicado por R.K. Haling en 1963 [R1] puede ser descrito como sigue:

"El factor pico mínimo para un patrón de carga de combustible dado es obtenido operando el reactor de tal manera que la distribución de potencia no cambie apreciablemente durante la operación del ciclo."

Este principio asume que el factor de multiplicación del combustible es una función decreciente de la exposición, y que la variación en el flujo de neutrones con el quemado es pequeña o es también una función decreciente del quemado.

Este principio es particularmente útil al establecer las posiciones de las barras de control en ciclo de operación de un reactor tipo BWR. Dadas las condiciones de fin de ciclo, una única solución puede ser obtenida para la distribución Haling del flujo en el

núcleo, y la distribución axial de la multiplicación del combustible (k_{∞}) requerida para alcanzar esta distribución de potencia o de flujo. La diferencia entre la distribución inicial axial k_{∞} y la distribución k_{∞} necesaria para dar la distribución de potencia necesaria indica la distribución axial de venenos necesarios. Dado que los productos de fisión aumentan con el quemado durante el ciclo y la multiplicación del combustible decrece, el contenido de venenos en cada posición axial debe ser ajustado tal que la distribución de multiplicación del veneno alcance la distribución de potencia Haling tan cercanamente como sea posible.

4.7 Descripción del Código Core Master Presto (CM-PRESTO)

CM-PRESTO [M1] es un simulador tridimensional en estado estacionario del núcleo de un Reactor de Agua en Ebullición (BWR) integrado a su vez por modelos neutrónicos y termohidráulicos. Los modelos neutrónicos de CM-PRESTO están basados en una aproximación de la teoría de difusión de dos grupos (1.5 grupos).

El núcleo del BWR es modelado como un arreglo tridimensional de paralelepípedos (llamados nodos) con propiedades físicas homogéneas. La estructura nodal coincide con el arreglo de combustible, horizontalmente, y con una subdivisión axial produciendo una forma cúbica.

Es posible la simulación de la operación del reactor desde la condición de apagado en frío hasta plena potencia. Aplicaciones normales incluyen seguimiento del núcleo, diseño y optimización de recargas en el núcleo, diseño de patrón de barras de control, transitorios de xenón y apagado en frío.

Algunas de las más notables características del modelo termohidráulico son: variación de parámetros axialmente tales como datos geométricos, parámetros hidráulicos, depósito de calor y coeficientes de transmisión de calor.

Normalmente en CM-PRESTO el cálculo hidráulico es realizado junto al neutrónico en una manera iterativa (iteraciones de potencia - vacío), sin embargo pueden simularse por separado con una distribución de potencia fija.

CM-PRESTO requiere entonces de información de todas las características de los componentes del núcleo y de las condiciones neutrónicas y termohidráulicas de operación. Requiere además de un banco de datos nucleares para todas las celdas de combustible que se incluyan en el núcleo.

4.7.1 Procedimiento para simular la operación del reactor con el Código CM-PRESTO

La simulación del quemado del combustible nuclear la obtenemos al utilizar el simulador del núcleo de reactor CM-PRESTO (los archivos de entrada contienen entre otra información, la masa total de combustible nuclear, las características físicas de cada tipo de ensamble dados por el fabricante, etc.)

Los datos de entrada en formato ASCII son convertidos a formato binario a través de un programa llamado PREIN, quien procesa y estructura los datos, además de realizar las validaciones más importantes como cálculos previos antes de ejecutar CM-PRESTO.

Después se realiza la simulación de la carga o acomodo del combustible en el núcleo mediante el archivo de carga, de donde es posible obtener características tales como el peso y el quemado por lote de ensambles. El enriquecimiento de los ensambles, la longitud, días de operación, días de recarga y factor de capacidad de cada ciclo se obtienen con los datos del Plan de Utilización de Energía, de la unidad generadora (por ejemplo unidad uno y dos de la CNLV).

A continuación se efectúa la simulación de la operación del reactor (seguimiento) y se obtienen las condiciones del estado del reactor como su distribución de potencia, los límites térmicos, el factor de multiplicación de neutrones y el quemado del combustible. Con esta información es posible obtener el número de ensambles por sublote de combustible así como su quemado promedio dentro de cada ciclo de combustible, para su posterior utilización elaborando una tabla-resumen de resultados.

Capítulo 5

Análisis Económico

En este capítulo se presenta una metodología desarrollada para realizar el análisis económico del ciclo de combustible de un reactor nuclear del tipo BWR. El seguimiento de la operación de la CNLV se efectuó con el código CM-PRESTO. Haciendo uso de la información del Plan de Utilización de Energía (PUE) se obtuvieron resultados confiables a través de la implementación de un algoritmo de cálculo económico que considera todas las componentes del ciclo del combustible a valor presente. Con la aplicación de la metodología se obtuvo la energía generada, así como su respectivo costo de cada fracción del lote de ensambles en cuestión, por ciclo de operación, desde el arranque de la Unidad Uno de la CNLV hasta el 13 de septiembre del 2002. Utilizando el Método del Valor Presente se trasladaron todos los valores al 5 de noviembre de 1988, fecha de inicio de operación.

5.1 Componentes del costo de la energía eléctrica

El costo de la energía eléctrica suministrada a la industria o al hogar puede dividirse en tres componentes: generación, transmisión y distribución [G2].

El costo más importante para la producción de electricidad por medios nucleares es el de generación, los costos por transmisión son asociados a la transportación de la energía producida al lugar de consumo, mientras que los costos por distribución se derivan de la toma de la energía eléctrica de las redes de transmisión hacia los consumidores.

En las centrales nucleoelectricas el costo por generación constituye un 57% y se distribuye de la siguiente forma:

- Equipo y material (68%).
- Ciclo de combustible (25%).
- Operación y mantenimiento (7%).

5.2 El valor del dinero como una función del tiempo

El valor del dinero varía con el tiempo como resultado del concepto de interés, definido como:

Interés = monto del dinero recibido por determinado período de
tiempo/monto al inicio del periodo.

El valor del interés generalmente se expresa en tasa de interés anual, siendo el porcentaje anual esperado del aumento en determinada cantidad de dinero.

5.2.1 Interés compuesto

Si el dinero es depositado en el banco por un determinado periodo de tiempo en años, sin retirar el interés acumulado en cada año, entonces el interés al final de cada año está basado en el monto original y el interés previo acumulado. El valor futuro del dinero (F), de un monto de dinero, es entonces:

$$F = P(1+i)^j \dots\dots\dots (5.1)$$

donde

P = valor presente de determinada cantidad de dinero.

i = tasa de interés anual.

j = número de años.

Si existen periodos de capitalización, es decir, se divide cada año en n periodos de capitalización ($n = 2$ para periodos de capitalización semestrales), tenemos:

$$F = P\left(1 + \frac{i}{n}\right)^{jn} \dots\dots\dots (5.2)$$

5.2.2 Método del Valor Presente

Este método se basa en el principio de que la suma de dinero existente en el futuro o en el pasado se expresa en términos del valor presente con respecto a un tiempo de referencia al aplicar el valor presente discreto $PVF_d = (1+i)^{-j}$, mediante la siguiente ecuación:

$$G = \frac{\sum_{j=t}^n \frac{P_j - C_j}{(1+i)^j}}{\sum_{j=1}^n \frac{E_j}{(1+i)^j}} \dots\dots\dots (5.3)$$

donde G es el costo de generación unitario, P_j son los gastos realizados en el j -ésimo año, C_j son los créditos en el j -ésimo año, E_j es la energía generada en el j -ésimo año, t es el número de años desde el primer desembolso conectado con la planta a la fecha de la primera operación, n es el número de años desde la primera operación hasta el apagado final de la planta, i es la tasa nominal de interés.

El inicio de operación comercial del reactor es tomado como tiempo de referencia para la evaluación del valor presente, y los cálculos son divididos en cinco partes:

1. Gastos anteriores al inicio de operación del reactor.
2. Gastos continuos asociados al combustible.
3. Créditos continuos asociados al combustible.
4. Energía continua generada.
5. Costo de generación.

5.2.3 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 de Valor Presente Continuo cada año es dividido en un número infinito de periodos de interés [W1]. Matemáticamente, el factor de valor presente continuo bajo condiciones de interés compuesto, está dado por

$$PVF_c = \lim_{n \rightarrow \infty} P \left(1 + \frac{i}{n} \right)^{jn} = e^{-ij} \dots \dots \dots (5.4)$$

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, para nuestro análisis haremos uso de la definición de *sublote*, cantidad de ensambles de un mismo tipo que entra y sale del reactor al mismo tiempo. Entonces el *sublote* es un subconjunto del *lote*.

Los pagos, créditos y la energía se evalúan multiplicando cada componente del costo con el peso del sublote de combustible y el factor del valor presente apropiado, sumándolos sobre cualquier número de ciclos.

5.3 Modelo Económico

Los costos asociados al ciclo de combustible nuclear son los siguientes:

i) Uranio inicial.

El uranio es extraído de la mina en forma de mineral de uranio para su molienda y concentración.

ii) **Conversión.**

Para poder llevar a cabo el enriquecimiento es necesario que el uranio natural sea convertido a gas en forma de hexafluoruro de uranio.

iii) **Enriquecimiento.**

El uranio natural solamente se compone de un 0.711% de ^{235}U en su peso, para dar origen a una reacción en cadena dentro de un reactor BWR se hace uso del Uranio enriquecido (agregando del 2 a 4% en peso de ^{235}U al Uranio natural mediante procesos de difusión o centrifugación gaseosa). El compuesto utilizado en el proceso de difusión gaseosa es el hexafluoruro, el cual es una mezcla de los isótopos $^{235}\text{UF}_6$ y $^{238}\text{UF}_6$. En una mezcla de dos gases con diferentes pesos moleculares, las moléculas más ligeras tendrán velocidades promedios mayores que las moléculas más pesadas. De esta forma se realiza una separación parcial de los isótopos de uranio en una etapa de difusión gaseosa.

iv) **Fabricación.**

El costo de fabricación incluye todos los costos desde que el UF_6 se transporta de la planta de fabricación hasta la entrega de los ensambles de combustible al reactor.

v) **Costos de backend.**

El combustible gastado puede salir del reactor a su disposición final, o bien, ser reutilizado en un ciclo de combustible cerrado y ser transportado a la planta de reprocesamiento, incluyendo el transporte del uranio reprocesado y plutonio al comprador, así como la renta del transporte y los seguros asociados con éste.

5.4 Metodología para la Evaluación Económica

La elección de una estrategia que permitiera obtener resultados precisos respecto a los costos del ciclo de combustible nuclear condujo a la obtención de las ecuaciones por sublote de ensamble, tomando como base la subrutina Fuel Cash-PC [O1]:

La energía en *kWh* generada por sublote está dada por:

$$E_o = 1000 * n * B_d * Amt * 24 \dots\dots\dots (5.5)$$

donde B_d es el quemado promedio a la descarga del sublote en (MWD/kgU), Amt es la masa del sublote en (kgU), n es la eficiencia eléctrica.

La energía generada por sublote en un ciclo de combustible y trasladada a valor presente a la fecha de inicio de operación de la CNLV está dada por:

$$E = E_o * PVF * \exp(-RTw) \dots\dots\dots (5.6)$$

donde

PVF es el factor de valor presente a la fecha de inicio del ciclo.

$$PVF = (1 - \exp(-R * Rt)) / (R * Rt) \dots\dots\dots (5.7)$$

R es la tasa de descuento anual, Rt es el tiempo de residencia del combustible en el núcleo en años, equivalente a los días de operación de la CNLV en el ciclo, Tw es el período comprendido desde el inicio de operación de la planta (fecha de referencia) hasta el inicio de operación del ciclo analizado.

El costo total es la suma de los costos de Uranio natural ($costNatU$), conversión ($costConv$), enriquecimiento ($costEnr$) y fabricación, además del costo por *backend* ($costbackend$).

$$costNatU = (AmountNatU * unitNat * 1000 * PVFNatU) \dots\dots\dots (5.8)$$

donde

$$AmountNatU = (((Ui - tails) / 100) / ((0.00711 - tails) / 100)) * (1 + convloss) * (1 + fabloss) * Amt \dots (5.9)$$

Ui es el enriquecimiento, % U-235, $tails$ es la fracción de colas generadas por kilogramo de Uranio Natural, $convloss$ es el porcentaje de pérdidas por conversión, $fabloss$ es el porcentaje de pérdidas por fabricación, $unitNat$ costo por kilogramo de Uranio natural, $PVFNatU$ factor de valor presente para el Uranio natural.

$$PVFNatU = \exp(-R * tNatU) * \exp(-R * Tw) \dots\dots\dots (5.10)$$

$tNatU$ es el tiempo en el que se realiza la compra de uranio natural antes de la fecha de inicio de operación del ciclo en el que se carga el sublote.

De manera similar:

$$costConv = (AmountConv * unitConv * 1000 * PVFEnr) \dots\dots\dots (5.11)$$

$$AmountConv = AmountNatU / (1 + convloss) \dots\dots\dots (5.12)$$

$$\text{costEnr} = (\text{AmountEnr} * \text{unitEnr} * 1000 * \text{PVFEnr}) \dots \dots \dots (5.13)$$

$$\begin{aligned} \text{AmountEnr} = & ((2 * U_i / 100 - 1) * \log(U_i / 100 / (1 - U_i / 100)) - (2 * \text{tails} / 100 - 1) * \log(\text{tails} / 100 / (1 - \text{tails} / 100)) - \\ & (\text{AmountNatU} / ((1 + \text{convloss}) * (1 + \text{fabloss}) * (\text{Amt}))) * (((2 * 0.00711 - 1) * \log(0.00711 / (1 - 0.00711))) - \\ & ((2 * \text{tails} / 100 - 1) * \log(\text{tails} / 100 / (1 - \text{tails} / 100)))) * (1 + \text{fabloss}) * \text{Amt} \dots \dots \dots (5.14) \end{aligned}$$

En la tabla 5.1 se presentan los parámetros fijados bajo los cuales opera la planta, las variables con una diagonal toman su valor respectivo de acuerdo al número de ciclo, mientras que las variables con doble diagonal se fijan de acuerdo al tipo de sub lote.

Tabla 5.1 Parámetros considerados.

Parámetro	Valor Base
Eficiencia eléctrica	0.34
Quemado promedio	//
Masa del sub lote	//
Tasa de descuento anual (%)	10
Tiempo de residencia del combustible	/
Período transcurrido al inicio de operación	/
Enriquecimiento del combustible	//
Enriquecimiento de colas (% peso)	0.3
Pérdidas en conversión (%)	0.5
Pérdidas en fabricación (%)	0
Costo de Uranio natural (\$/kgU)	/
Costo de conversión (\$/kg U)	/
Costo de enriquecimiento (\$/SWU)	/
Costo de fabricación (\$/ kgU)	/
Costo de backend (\$/kgU)	500
Factor de carga	/
Longitud de ciclo	/
Tiempo de compra de uranio (años)	2
Tiempo de conversión (años)	1.42
Tiempo de enriquecimiento (años)	0.75
Tiempo de fabricación (años)	0.33

/ Variable de acuerdo al número de ciclo.

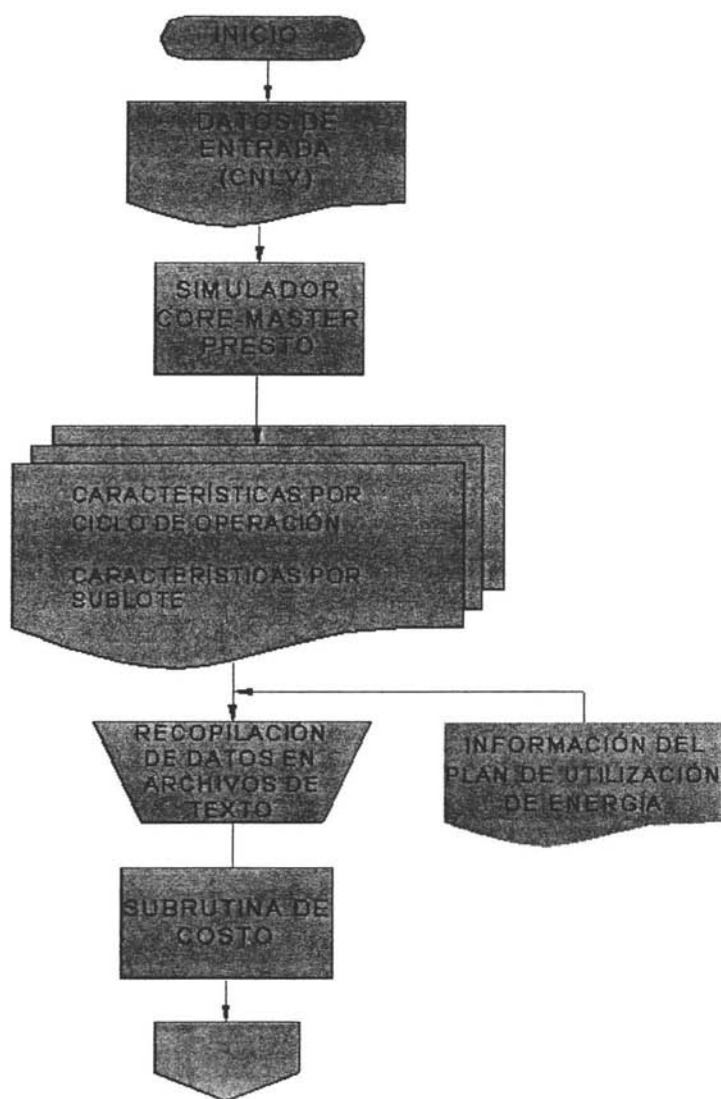
// Variable de acuerdo al tipo de sub lote.

Nota: todos los valores en dólares.

*El backend se calcula tomando un valor base de \$500/kgU tomando la opción de disposición final del combustible gastado.

** La longitud de ciclo incluye los días de operación de la planta, así como los días de recarga.

En la figura 5.1 se presenta el diagrama de flujo del algoritmo implementado [D1] para el análisis económico.



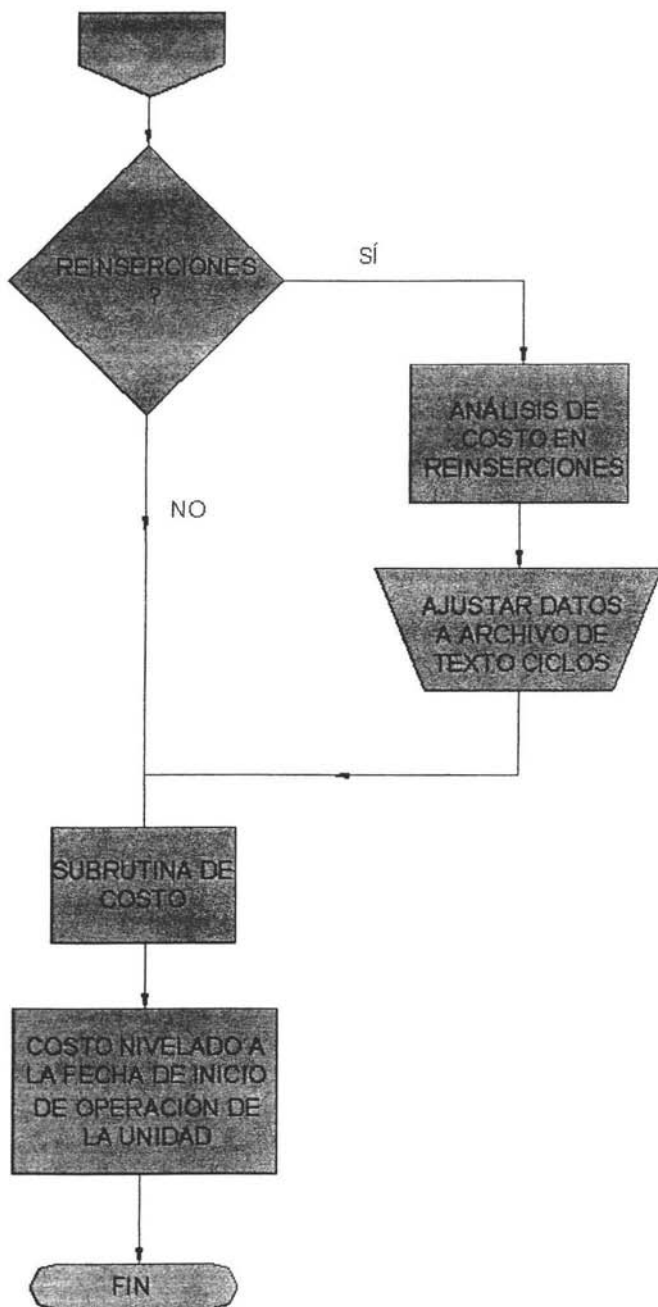
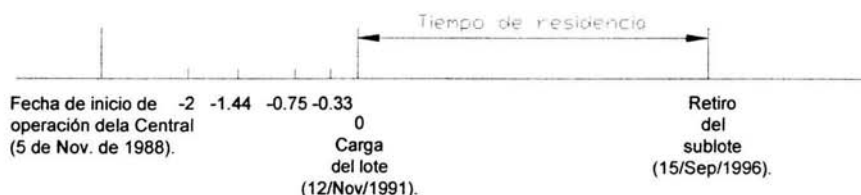


Figura 5.1 Diagrama de flujo para poder efectuar el análisis económico.

En la figura 5.2 se da un ejemplo de la escala de tiempo empleada en el seguimiento de un sublote de combustible.

Seguimiento de 46 de 48 ensamblados del lote 2D retirados al final del ciclo 5.



Años previos a la carga del sublote en cuestión.	Actividad.
-2	Compra del mineral de Uranio.
-1.44	Conversión a dióxido de Uranio.
-0.75	Enriquecimiento del combustible.
-0.33	Fabricación de ensamblados.

* Todos los cálculos del costo por combustible, así como de generación de energía son llevados a la fecha de carga del lote, para posteriormente trasladar estos valores a la fecha de inicio de operación de la Central usando en ambos casos el método del valor presente continuo.

Figura 5.2 Ejemplo de la escala de tiempo usada en la evaluación de cada sublote de combustible.

La tabla 5.2 muestra la energía generada y su respectivo costo por sublote en cada ciclo de combustible, para la Unidad Uno de la CNLV hasta el final del ciclo 9 (13 de Septiembre del 2002).

Tabla 5.2 Costo de la energía por ciclo de combustible (seguimiento).

Final del ciclo	Tipo de sublote	Energía (kWh)	costo (mills)
1	1A	4908205	102204900
2	1B	19508840	145416200
	1C	22505990	166963500
3	1C	29943780	159246700
4	1B	24490930	132068400
	1C	31507290	153637600
	2D	25879000	172350700
	2E	25561700	182203900
5	1B	28078155	135584382
	2D	30139760	166392200
	2E	29648120	176245300
	3D	27228460	163369800
6	2E	29737940	171190100
	3D	30704090	158391800
	3F	30572290	176973700
	4G	24035270	158934700
7	3F	29400490	172321700
	4G	25628760	154402700
	4H	23489680	146019000
	4I	28180220	148440800
	5J	22659670	145279900
8	5J	24716270	140621300
	6L	20331310	128429900
9	6E	18155000	112649700
	6K	21228160	125646600
	6L	21274250	125537200
	7M	17045970	119198400
	7N	17288800	118987200

El costo nivelado de todos los ciclos es igual a 6.081 mills/kWh.

Tomando en cuenta sólo los ciclos a partir del ciclo 4 (considerando los primeros tres como ciclos de transición), el costo nivelado es 5.906 mills/kWh.

En la tabla 5.3 se presentan los costos por tipo de lote de combustible, en donde se observa que el lote más caro es el de uranio natural que se cargó en el ciclo 1, debido a la poca energía que generó.

Tabla 5.3. Costo de la energía por lote de combustible (seguimiento).

Tipo de lote	Energía (kWh)	costo (mills)	Costo/Energía (mills/kWh)
1A	4908205	102204900	20.8232745
1B	72077925	413068982	5.730866702
1C	83957060	479847800	5.715395465
2D	56018760	338742900	6.046954627
2E	84947760	529639300	6.234882474
3D	57932550	321761600	5.554072797
3F	59972780	349295400	5.82423226
4G	49664030	313337400	6.309141646
4H	23489680	146019000	6.216304352
4I	28180220	148440800	5.267552915
5J	47375940	285901200	6.034734087
6E	18155000	112649700	6.204885706
6K	21228160	125646600	5.918864376
6L	41605560	253967100	6.104162521

Las figuras 5.3 y 5.4 muestran de manera gráfica el costo de la energía por lote y por ciclo de combustible respectivamente.

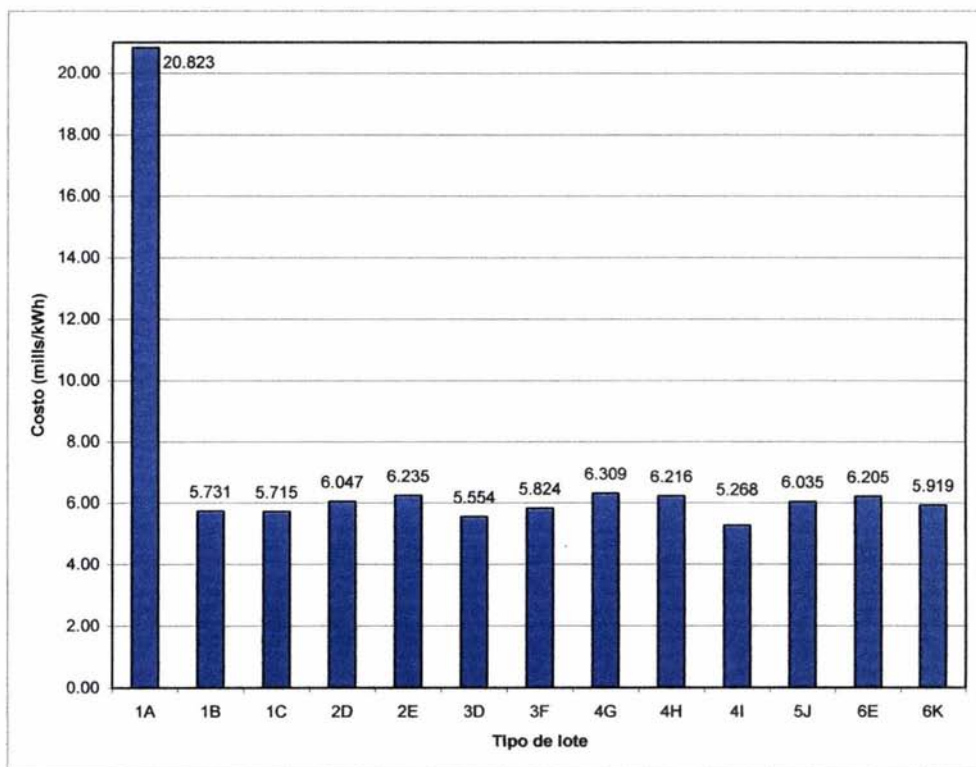


Figura 5.3 Costo de la energía por lote de combustible (seguimiento).

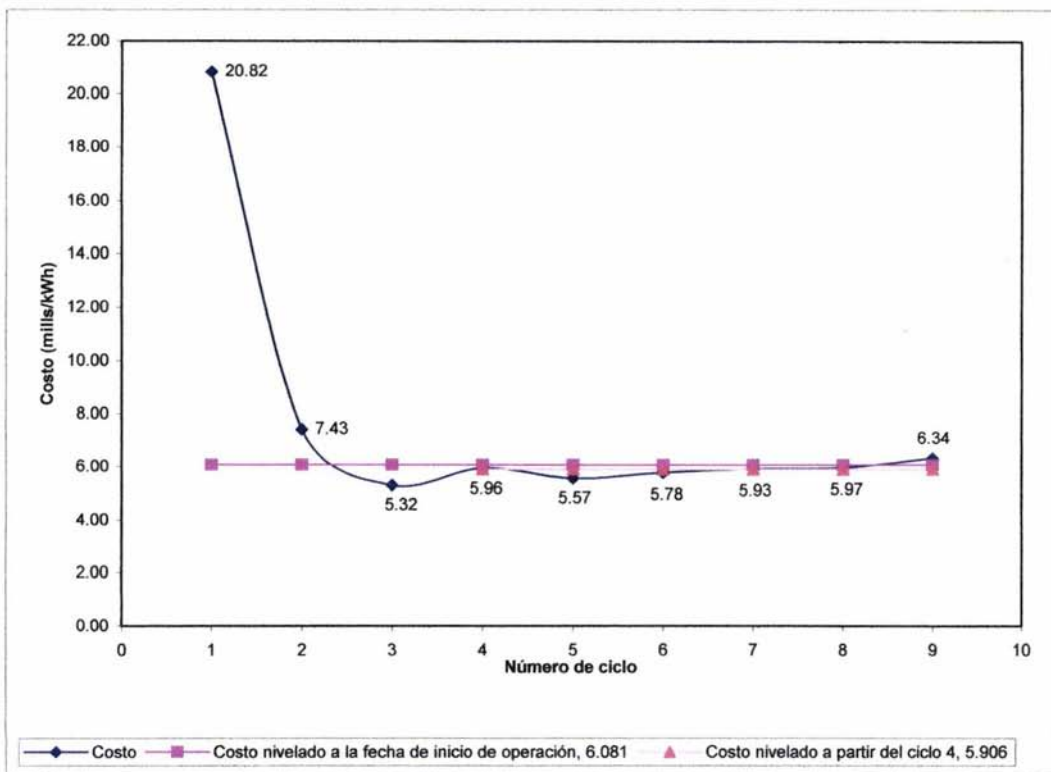


Figura 5.4 Costo de la energía por ciclo de combustible (seguimiento).

Capítulo 6

Desarrollo de la Metodología de Análisis de Multiciclos

En este capítulo se describe el procedimiento llevado a cabo para el reacomodo y seguimiento del tipo físico y económico de los ensambles del núcleo de un reactor de tipo BWR, para un análisis de varios ciclos de operación, específicamente en la Unidad Uno de la CNLV. El manejo de ciclos extendidos, la variación del enriquecimiento de los ensambles en la Administración de Combustible Nuclear, entre otros tipos de análisis, guardan cierta concordancia con la estrategia, motivo por el cual, la metodología puede ser fácilmente incorporada a modificaciones en el diseño de escenarios de recarga.

6.1 Estrategias de arreglo para la carga y el control del combustible

En primera instancia en reactores BWR/5 como el de la CNLV, es necesario establecer un arreglo específico para los 444 ensambles de combustible que contienen, si establecemos simetría de 90° en los ejes del núcleo reducimos el número de localidades por un factor de 4, con lo cual se simplifica mucho la tarea del diseño de la recarga.

La mayoría de las soluciones al arreglo de ensambles es subdividirlo en dos problemas más simples. El primer problema subdivide a los ensambles en subgrupos, colocando estos grupos a ciertas regiones del núcleo sobre la base de una "regla de carga" predeterminada. La regla de carga usualmente representa una cuantificación empírica del compromiso que debe hacerse entre la minimización del inventario físil por una parte y la reducción del pico de la densidad de potencia promedio bajo límites aceptables por otra.

El segundo problema a resolver es un problema local. Se requiere que cada ensamble sea colocado en una posición específica del núcleo. Dado que el problema global marca restricciones al número de localidades potenciales para cada ensamble de combustible, es posible desarrollar un algoritmo de búsqueda para este paso. Se requiere alguna forma de evaluación de la distribución de potencia para cada posible configuración del combustible. El proceso de análisis termina cuando se alcanza un arreglo de combustible esperado que satisfaga todas las restricciones de operación y criterios de diseño del combustible.

6.2 Procedimiento para generar el patrón de recarga de los ensambles de combustible.

El diseño óptimo del patrón de recarga, es el punto clave en la optimización física y económica del ciclo de combustible nuclear.

Las acciones efectuadas de manera general para diseñar una recarga son las siguientes:

1. Tomar como referencia al ciclo anterior.
2. Estimar la fracción de recarga y enriquecimiento promedio haciendo el uso del MLR (véase sección 4.1, *Modelo Lineal de Reactividad*) con base al PUE proporcionado por la Comisión Federal de Electricidad.
3. Efectuar el reacondicionamiento e inserción de los ensamblajes de combustible dentro del núcleo del reactor mediante la creación de la recarga "piloto" o "semilla".
4. Utilizar el programa de optimización de patrones de recarga basado en algoritmos genéticos [A1] de acuerdo a la cantidad de energía requerida en el punto 2, respetando los límites físicos de la seguridad del reactor.

Este procedimiento se aplicó hasta el ciclo 12 de la unidad uno, ya que a partir del ciclo 13 se consideró un ciclo regular de 18 meses de operación y se utilizó el mismo patrón de recarga hasta obtener un ciclo de equilibrio.

Llevado a cabo el análisis físico de los escenarios de recarga se procede a la evaluación de tipo económica para poder evaluar el costo de la energía generada.

6.3 Criterios para generar la recarga piloto (semilla)

Utilizando como referencia el PUE para en principio, obtener la estimación de la fracción de ensamblajes requerida junto a su respectivo enriquecimiento, la distribución de ensamblajes se realiza utilizando la geometría de cuarto de núcleo tomando en cuenta las siguientes consideraciones:

- a) Se obtienen los datos de quemado del combustible a la descarga del ciclo anterior.
- b) Se retira el número de ensamblajes con mayor quemado proporcional a la fracción de recarga.
- c) En caso de considerar la estrategia de reinsertar combustible, se observa si ensamblajes de combustible de la alberca tienen un menor quemado que determinada fracción de ensamblajes no retirada del núcleo, en caso afirmativo efectuar el intercambio correspondiente (reinserciones).
- d) Se ordenan las parejas restantes respetando su simetría.
- e) Se identifican los combustibles que ya estuvieron en celdas de control.

- f) Se colocan las parejas con mayor quemado a la periferia del cuarto de núcleo.
- g) Se colocan los ensambles que ahora estarán en celdas de control.
- h) Finalmente se realiza el reacomodo de combustible sin perder la simetría de los ensambles y teniendo especial cuidado en no colocar los ensambles nuevos en las celdas de control y que no se encuentren juntos cara a cara pues generarían mucha potencia. Lo anterior nos permitirá optimizar el diseño de recarga de combustible nuclear utilizando el programa de algoritmos genéticos, con lo cual nos interesa obtener la máxima cantidad de energía por masa de combustible, respetando siempre ciertas restricciones que aseguran la integridad física del combustible y la operación adecuada del reactor.

Consideraciones: cargar los lotes de combustible frescos en el núcleo de una manera lo más homogénea posible, para ello primero se determina si la cantidad de ensambles es par o impar, con la finalidad de distribuirlos utilizando simetría octante, colocando cada ensamble fresco en simetría uno con otro, en el caso de que la recarga de combustible sea impar, entonces se debe cargar combustible fresco en la diagonal principal tratando de colocar simétricamente los ensambles en cuanto sea posible.

6.4 Descripción de la Metodología Empleada por el Programa de Algoritmos Genéticos (AGs) [A1].

La acción principal en el diseño de recargas del núcleo del reactor es el acomodo de los 111 ensambles de combustible (simetría de $\frac{1}{4}$ de núcleo) a partir de un primer plan de recarga "piloto" o "semilla" con el fin de obtener la máxima generación de energía sujeta a ciertas restricciones de seguridad del combustible y del reactor.

En la figura 6.1 se puede observar la numeración de las posiciones de los 111 ensambles que conforman un cuarto del núcleo del reactor. Además, se pueden apreciar 3 zonas distintas en el núcleo: la zona periferia (aquí en azul) que está conformada por 17 posiciones; la zona de celdas de control (aquí en amarillo) que está conformada por 24 posiciones; y la zona de interior, conformada por las 70 posiciones restantes. La zona de periferia es aquella que está más cerca de la vasija del reactor; en esta zona están todos aquellos ensambles que ya han estado en periferia en ciclos anteriores o que son los más quemados del ciclo actual. La zona de celdas de control representa posiciones de ensambles asociados a barras de control que son utilizadas para operar el reactor, es decir, para subir o bajar su potencia, y regular la distribución de potencia radial y axial mediante el control de la reactividad; en esta zona se encuentran ensambles que en ciclos anteriores no hayan estado en esta zona y que tienen menor quemado que los demás ensambles. La zona de interior presenta el resto de las posiciones donde se acomodarán los combustibles nuevos y los usados.

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

Figura 6.1 Mapa de identificadores de canal utilizado en simetría 1/4.

6. 4.1 Simetría de $1/8$ de núcleo

Existe otra estrategia de representación del núcleo del reactor que se denomina simetría de $1/8$ de núcleo, se puede emplear también al momento de generar la semilla. En este caso, el cuarto de núcleo se divide en dos a partir de un eje imaginario diagonal que va desde la posición 101 hasta la posición 24, quedando los ensambles "aparejados" con su correspondiente *ensamble simétrico*. Su representación gráfica se muestra en la figura 6.2.

Se consideran dos combustibles o *ensambles simétricos*, aquellos que pueden ser colocados en canales simétricos y permiten conservar la simetría de $1/8$ de núcleo. Deben ser ensambles del mismo lote, es decir del mismo tipo de combustible, con quemados semejantes dentro de una delta de quemado de hasta 600 MWD/TMU. Los ensambles asimétricos son aquellos que no pueden ser colocados en canales simétricos (simetría de $1/8$) pues no cuentan con un ensamble que les haga pareja en cuanto al número de lote o quemado semejante. Estos ensambles son los que se colocan en la diagonal.

En la distribución de la figura 6.2 se pueden observar 3 características distintas. La primera es que ahora los ensambles se "asocian" con su pareja simétrica. La segunda es que hay 9 elementos que quedan sin pareja. A esos nueve elementos sin pareja se les llama combustibles asimétricos y se colocan en la diagonal del acomodo. La tercera es que se siguen distinguiendo las tres zonas del reactor (periferia, control e interior).

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

Figura 6.2 Mapa de posiciones simétricas utilizando simetría 1/8.

6.4.2 Diseño del sistema

El diseño del sistema se divide en cuatro partes principales: la lectura de los parámetros del sistema, la creación del primer individuo, la implementación de los algoritmos genéticos y la salida de datos o reportes.

La lectura de los parámetros del sistema realiza las siguientes acciones:

- La lectura de los mapas de la recarga y
- Los datos del comportamiento de los AGs.

La creación del primer individuo consiste de:

- El descarte de elementos “quemados” o “viejos”
- El acomodado del ensamble y
- La inserción de combustibles nuevos.

La implementación de los AGs efectúa las siguientes tareas:

- La creación de la primera población
- La selección de padres
- La cruce
- La inversión y
- La creación de las nuevas poblaciones.

La última parte genera:

- Un reporte general del comportamiento de todas las generaciones
- Un reporte del comportamiento de cada generación
- El mapa de identificadores de cada individuo de cada generación.

Adicionalmente el programa se dividió en los siguientes módulos:

- Lectura de datos.
- Lectura de parámetros.
- Manipulación de ensambles combustibles.
- Implementación de los AGs
- Función objetivo.
- Programa principal.

6.4.5 Consideraciones a los AGs

- a) La creación de la primera población se realiza con reacomodos aleatorios tomando como base al primer individuo creado. Este reacomodo usa la estrategia de octavo de núcleo para el reacomodo de los ensambles. Cabe mencionar que no se modifican las posiciones de los elementos de la diagonal en todo el proceso.
- b) Se reserva memoria para manipular 3 generaciones a la vez, la actual, la padre y la de cruce.
- c) Se requiere que en las operaciones genéticas no haya nuevos individuos repetidos, en la cruce se utiliza un árbol binario con la siguiente estructura mostrada en la figura 6.3, facilitando la búsqueda de un padre o la inserción de uno nuevo en dicho árbol y llevando seguimiento de los individuos con los que cada padre del árbol se ha cruzado y conociendo las zonas donde las cruces se han repetido.

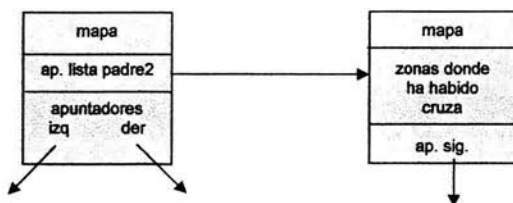


Figura 6.3. Representación árbol binario.

6.4.6 Función objetivo

Los algoritmos genéticos, como cualquier método de optimización, requieren una función de evaluación llamada también función objetivo o función de aptitud, la cual debe evaluar en forma completa y realista las soluciones candidatas. La evaluación de un determinado diseño de patrón de recargas de combustible precisa estimar cuál sería el desempeño de dicho diseño en el núcleo del reactor analizando algunos parámetros relacionados con la potencia y la reactividad del reactor durante el ciclo de operación.

En la función de evaluación el objetivo es maximizar la energía (o longitud de ciclo) deseada; las restricciones son no exceder ciertos límites máximos y satisfacer ciertos límites mínimos. Dentro los límites relacionados con la potencia tenemos:

- El máximo pico radial de potencia (PPF - Power Peaking Factor).
- La máxima razón de generación de calor lineal (MLHGR - Maximum Linear Heat Generation Rate).
- La máxima potencia nodal relativa (MRNP - Maximum Relative Nodal Power).
- La fracción del límite de la razón de generación de potencia (XMPGR - Fraction of the Limiting Average Planar Heat Generation Rate (APLHGR)).
- El máximo quemado de descarga nodal del ensamble combustible (FABUR - Nodal Fuel Assembly Maximum Burnup) y,
- La mínima razón de potencia crítica (MCPR - Minimum Critical Power Ratio).

Dentro de los límites relacionados con la reactividad se debe satisfacer:

- El mínimo de margen de apagado en condiciones frías (SDM - ShutDown Margin) y,
- Que el exceso de reactividad en caliente (HOT-EXCESS - Hot excess reactivity) se encuentre entre ciertos valores límite.

La descripción del patrón de recarga en CM-PRESTO es un vector de caracteres alfanuméricos $x = \langle n_1, n_2, \dots, n_{111} \rangle$ donde n_i es el identificador del ensamble combustible colocado en la posición i . Cada diseño tendrá sus parámetros de evaluación dependientes de la distribución (o acomodo) de los ensambles combustibles irradiados en ciclos de operación previos y de ensambles nuevos que entran por primera vez en el reactor. La función objetivo calificará bien a los patrones que generen mayor energía y que satisfagan los parámetros de evaluación (ver tabla 6.1).

Tabla 6.1 Parámetros de evaluación.

Energía (x) =	Energía _{target}	Energía deseada
PPF(x) <	PPF _{max}	} Límites térmicos
MLHGR(x) <	MLHGR _{max}	
XMPGR(x) <	XMPGR _{max}	
MRNP(x) <	MRNP _{max}	
MCPR(x) >	MCPR _{min}	
HEX _{min} >	HEX(x) < HEX _{max}	} Límites de reactividad
SDM(x) >	SDM _{min}	
FABUR <	FABUR _{max}	Límite de irradiación

El valor de la energía deseada depende del reactor y del ciclo de operación. Los valores límite para los parámetros de seguridad dependen del tipo de cálculo que se utilice para simular el ciclo de operación del reactor.

Con el objeto de evitar la simulación de patrones de barra de control y reducir el tiempo de cálculo necesario para evaluar cada diseño, la energía deseada, los límites térmicos y el máximo quemado de descarga, serán evaluados al final del ciclo usando un cálculo tipo Haling (véase sección 4.6, *El principio Haling*). Los valores límite impuestos para los diferentes parámetros de potencia para simulaciones tipo Haling se indican en la tabla 6.2.

El exceso de reactividad en caliente y el margen de apagado deben ser evaluados a diferentes pasos del ciclo de operación. Con el objeto de reducir el tiempo de cálculo, el margen de apagado puede ser obtenido a partir de un procedimiento basado en simulaciones en 2D, sin embargo un cálculo en 3D debe realizarse en paralelo para verificar el margen de apagado del diseño "óptimo". Para este sistema el margen de apagado se evaluará con cálculos en dos dimensiones. En la etapa en la que se encuentra el sistema, el exceso de reactividad en caliente y el margen de apagado únicamente se realizarán al inicio del ciclo. Los valores límite para los parámetros de reactividad son mostrados también en la Tabla 6.2 Para el SDM se toma un valor conservador que puede disminuir cuando se apliquen cálculos a diferentes pasos de quemado durante el ciclo.

Tabla 6.2 Valores límite de los parámetros de seguridad.

Parámetro	Valor límite
PPF _{max}	1.5
MLHGR _{max}	374 (W/cm)
XMPGR _{max}	0.85
MRNP _{max}	1.83
MCPR _{min}	1.5
HEX _{min}	1.5 (% delta k)
HEX _{max}	2.0 (% delta k)
SDM _{min}	1.5 (% delta k)
FABUR _{max}	44000 (MWd/MT)

La función objetivo busca el diseño x con menor enriquecimiento y el patrón de recarga que satisface la energía propuesta y todas las otras restricciones. El proceso de optimización busca maximizar la siguiente función objetivo:

$$f(x) = \text{Energy}(x) \cdot w_1 - \Delta \text{MLHGR}_k(x) \cdot w_2 - \Delta \text{XMPGR}_k(x) \cdot w_3 - \Delta \text{MRNP}_k(x) \cdot w_4 - \Delta \text{PPF}(x) \cdot w_5 - \Delta \text{MCPR}_k(x) \cdot w_6 - \Delta \text{SDM}(x) \cdot w_7 - \text{HEX}(x) \cdot w_8 - \Delta \text{FABUR}(x) \cdot w_9$$

donde:

$$\begin{aligned} \Delta \text{MLHGR}(x) &= \text{MLHGR}_k(x) - \text{MLHGR}_{\max} \\ \Delta \text{XMPGR}(x) &= \text{XMPGR}_k(x) - \text{XMPGR}_{\max} \\ \Delta \text{MRNP}(x) &= \text{MRNP}_k(x) - \text{MRNP}_{\max} \\ \Delta \text{PPF}(x) &= \text{PPF}(x) - \text{PPF}_{\max} \\ \Delta \text{MCPR}(x) &= \text{MCPR}_{\min} - \text{MCPR}_k(x) \\ \Delta \text{SDM}(x) &= \text{SDM}_{\min} - \text{SDM}(x) \\ \text{HEX}(x) &= \text{Keff}_{\text{crit}} - \text{Keff}(x) \\ \Delta \text{FABUR}(x) &= \text{FABUR}(x) - \text{FABUR}_{\text{ma}} \end{aligned}$$

La tabla 6.3 muestra los parámetros de la función objetivo.

Tabla 6.3 Descripción de los parámetros de la función objetivo.

Energy, w1	Valor de la energía del ciclo obtenida con CM-PRESTO y su factor de peso.
MLHGR, w2	Maximum Linear Heat Generation Rate y su factor de peso.
XMPGR, w3	Fraction of the Limiting Average Planar Heat Generation Rate (APLHGR) y su factor de peso.
MRNP, w4	Maximum Relative Nodal Power y su factor de peso.
PPF, w5	Power Peaking Factor (radial) y su factor de peso.
MCPR, w6	Minimum Critical Power Ratio y su factor de peso.
SDM, w7	Shutdown Margin at BOC y su factor de peso.
HEX, w8	Hot Excess reactivity at BOC y su factor de peso.
FABUR, w19	Fuel Assembly Average Burnup y su factor de peso.
X	Vector de identificadores de ensamblajes combustibles ($n_1, \dots, n_k, \dots, n_{111}$)
K	Nodo de posición en el núcleo para el simulador CM-PRESTO (111)

La función objetivo está sujeta a la restricción adicional al EOC (End Of Cycle, Fin del Ciclo) de acuerdo al principio de Haling: $\lambda(\mathbf{x}) = \lambda_{\text{trg}}$. Donde λ y λ_{trg} son el eigenvalor calculado y el valor del eigenvalor objetivo.

En cuanto a los valores de los factores de peso de la función, se puede apreciar que maximizar la función objetivo de la solución \mathbf{x} implica maximizar la energía ($\text{Energy}(\mathbf{x})$) y satisfacer todas las restricciones, el factor de peso w_1 es positivo para elevar la calificación de los diseños con mayor energía; los valores de w_2 a w_{10} toman el valor de cero cuando su límite asociado es satisfecho y toman valores positivos cuando la variable asociada no se satisface, es decir, se penaliza solamente cuando el límite es violado.

6.5 Resultados de la evaluación física y económica del combustible hasta el ciclo 17 de la CNLV

Para la aplicación de la metodología tomamos como base la planeación de los escenarios de recarga del PUE hasta el final del ciclo 17 de la CNLV (5 de Septiembre del 2014), en donde ya se tienen ciclos regulares de operación de aproximadamente 18 meses.

La tabla 6.4 muestra la energía generada y su respectivo costo por sublote en cada ciclo de combustible.

Tabla 6.4 Costo de la energía por ciclo de combustible.

Final del ciclo	Tipo de subrote	Energía (kWh)	costo (mills)
1	1A	4908205	102204900
2	1B	19508840	145416200
	1C	22505990	166963500
3	1C	29943780	159246700
4	1B	24490930	132068400
	1C	31507290	153637600
	2D	25879000	172350700
	2E	25561700	182203900
5	1B	28078155	135584382
	2D	30139760	166392200
	2E	29648120	176245300
	3D	27228460	163369800
6	2E	29737940	171190100
	3D	30704090	158391800
	3F	30572290	176973700
	4G	24035270	158934700
7	3F	29400490	172321700
	4G	25628760	154402700
	4H	23489680	146019000
	4I	28180220	148440800
	5J	22659670	145279900
8	5J	24716270	140621300
	6L	20331310	128429900
9	6E	18155000	112649700
	6K	21228160	125646600
	6L	21274250	125537200
	7M	17045970	119198400
	7N	17288800	118987200

Final del ciclo	Tipo de subrote	Energía (kWh)	costo (mills)
10	7M	18363380	116289700
	7N	18317760	116085100
	8O	15555000	102700500
	8P	15913840	102454400
11	7M	18415480	113684400
	7N	18459460	113485700
	8O	17414690	100073500
	8P	17232161	99642223
	9Q	12501640	86047970
12	9Q	13568820	83797520
	10R	11349830	74824020
	10Q	11991620	74716790
13	9Q	13583300	81805270
	10R	11871850	72866160
	10Q	12323160	72762170
	11Q	10275490	64505370
14	9Q	13261330	80077860
	10R	12168900	71168570
	11Q	10565770	62826780
	12Q	8793210	55587770
15	11Q	10559380	61371330
	12Q	9046970	54144410
	13Q	7621446	47903040
16	12Q	9118691	52892930
	13Q	7829959	46661960
	14Q	6565848	41247710
17	13Q	7901250	45585870
	14Q	6746717	40179060
	15Q	5655043	35517030

El costo nivelado de todos los ciclos es igual a 6.105mills/kWh.

Tomando en cuenta sólo los ciclos a partir del ciclo 4, el costo nivelado es 5.996 mills/kWh.

En la tabla 6.5 se presentan los costos por tipo de lote de combustible.

Tabla 6.5 Costo de la energía por lote de combustible.

Tipo de lote	Energía (kWh)	costo (mills)	Costo/Energía (mills/kWh)
1A	4908205	102204900	20.8232745
1B	72077925	413068982	5.730866702
1C	83957060	479847800	5.715395465
2D	56018760	338742900	6.046954627
2E	84947760	529639300	6.234882474
3D	57932550	321761600	5.554072797
3F	59972780	349295400	5.82423226
4G	49664030	313337400	6.309141646
4H	23489680	146019000	6.216304352
4I	28180220	148440800	5.267552915
5J	47375940	285901200	6.034734087
6E	18155000	112649700	6.204885706
6K	21228160	125646600	5.918864376
6L	41605560	253967100	6.104162521
7M	53824830	349172500	6.487201167
7N	54066020	348558000	6.446895851
8O	32969690	202774000	6.150315638
8P	33146001	202096623	6.097164636
9Q	52915090	331728620	6.269074096
10R	35390580	218858750	6.184096163
10Q	24314780	147478960	6.065403841
11Q	31400640	188703480	6.009542481
12Q	26958871	162625110	6.032341265

Las figuras 6.4 y 6.5 muestran de manera gráfica el costo de la energía por lote y por ciclo de combustible respectivamente, en esta última figura se observa como el costo de la energía converge hacia un costo de alrededor de 6.0 mills/kWh para el ciclo de equilibrio de 18 meses.

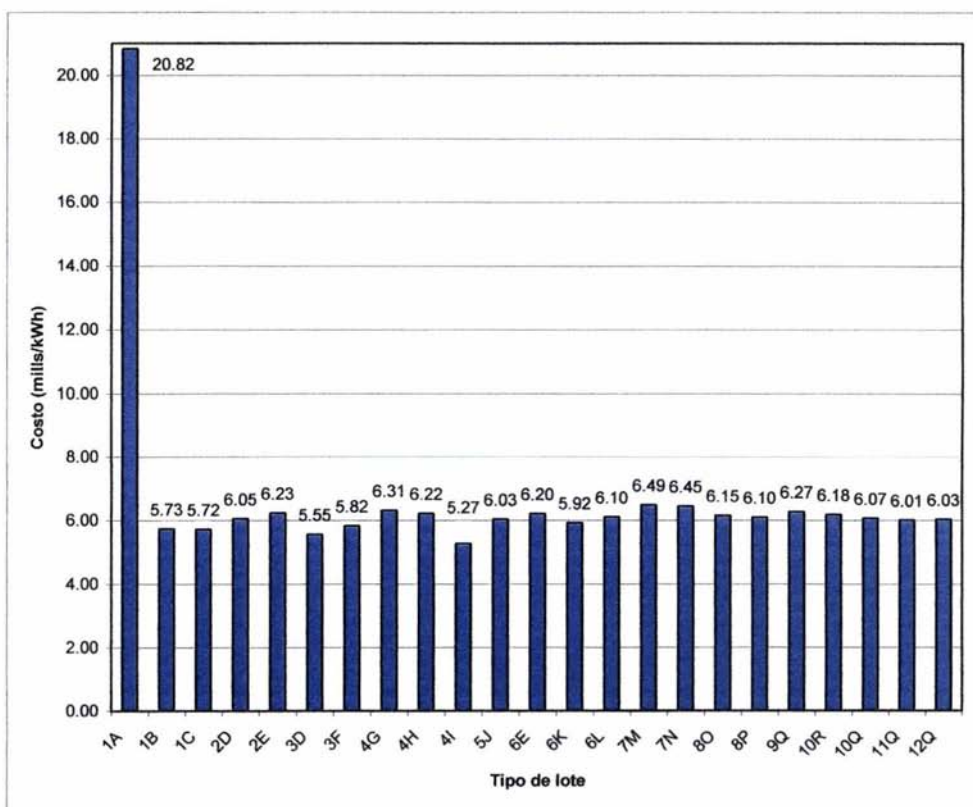


Figura 6.4 Costo de la energía por lote de combustible.

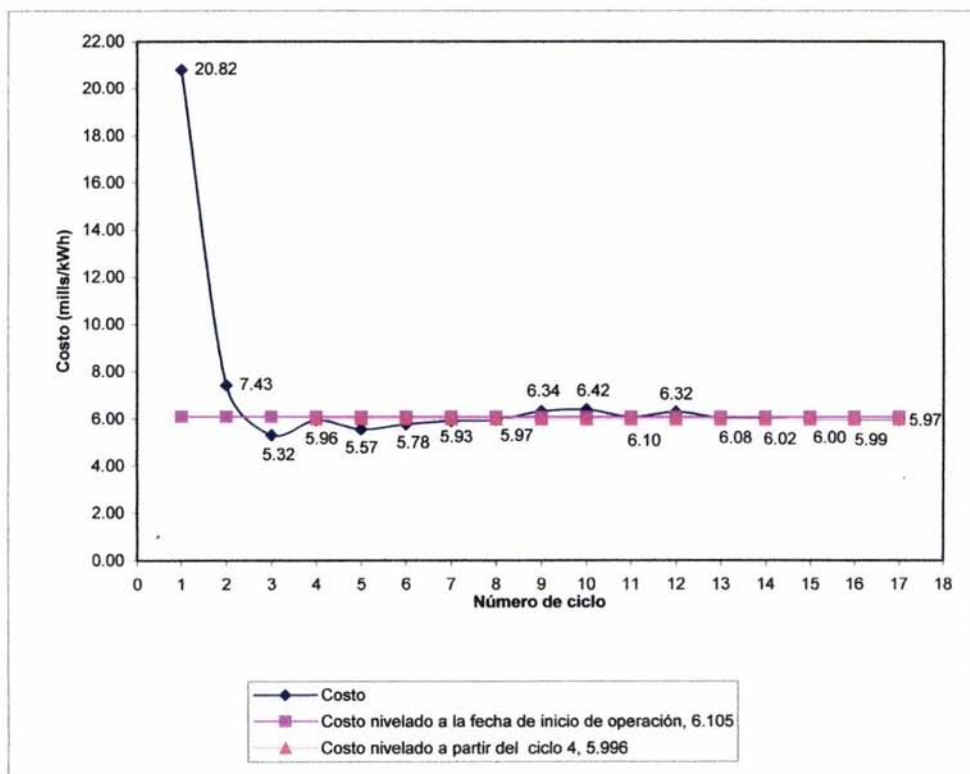


Figura 6.5 Costo de la energía por ciclo de combustible.

Capítulo 7

Conclusiones

En esta tesis ha sido revisada y validada la metodología para la evaluación física y económica de multiciclos, la cual emplea el código CM-PRESTO para la simulación de la operación estática del reactor del tipo BWR. Para la simulación de los escenarios de recarga se tomó como base el Plan de Utilización de Energía de la Comisión Federal de Electricidad.

Con el código CM-PRESTO se mejoró la estimación del quemado de combustible, apoyada en modelos neutrónicos y termohidráulicos con una buena aproximación al comportamiento del núcleo del reactor mientras que con el Algoritmo de Análisis Económico (ECONO) se logró calcular con precisión el costo de la energía a través del tiempo. Fue posible el acoplamiento entre los resultados de quemado de combustible arrojados por CM-PRESTO y su posterior análisis económico por el algoritmo ECONO.

Con la utilización del Programa de Algoritmos Genéticos (AGs) se realizó el reacomodo de los ensambles de combustible a modo de obtener la máxima generación de potencia, respetando los límites físicos y térmicos del reactor.

En la parte de análisis económico se creó ECONO en Lenguaje C++, para poder evaluar el costo de la energía por sublotte de combustible, se tomaron en cuenta todos los componentes del ciclo del combustible y se aplicó el método de valor presente continuo para estimar el costo de la energía. ECONO fue validado con base en la hoja de cálculo basada en la subrutina FUELCASH (véase Apéndice A).

La metodología se aplicó a la Unidad Uno de la CNLV para un escenario de ciclos de equilibrio de 18 meses, observándose un valor prácticamente constante en cuanto al costo unitario de la energía durante todos los ciclos. Es conveniente realizar más estudios considerando diferentes longitudes de ciclo, siendo posible gracias a la herramienta desarrollada en esta tesis.

Recomendaciones y Trabajos a Futuro

Se propone utilizar la misma metodología en la Unidad Dos de la CNLV, de tal modo que se pueda llevar a cabo una mejor utilización del combustible.

También se propone hacer el análisis extendiendo el ciclo a 24 meses, para tener un indicativo del tipo económico en cuanto al ciclo de combustible nuclear y realizar una comparación para elegir la mejor opción, o bien tratar de encontrar la longitud de ciclo óptima desde el punto de vista económico.

Esta metodología se puede emplear para evaluar física y económicamente los diseños de ensambles de combustible variando entre otros parámetros su enriquecimiento o bien su composición física (por ejemplo, combustible MOX, Torio, etc.).

Bibliografía

- [A1] Avendaño Franco, Linda Angélica, González Ordaz, Mario Francisco. Desarrollo de un Sistema para Optimizar el Diseño de Recargas de Combustible para Reactores Nucleares tipo BWR basado en Técnicas de Computación Evolutiva. Tesis de Licenciatura (Ingeniero en Computación), UNAM, Facultad de Ingeniería, México, 2002. 189 pp.
- [C1] Cochran, Robert G., Tsoufanidis Nicholas. The Nuclear Fuel Cycle : Analysis and Management . 2nd ed. La Grange Park, Illinois, American Nuclear Society, 1999. 381 pp.
- [C2] Connolly, Thomas J. Fundamentos de Ingeniería Nuclear. México, Limusa, 1983. 376 pp.
- [D1] Deitel, H.M., Deitel P.J. How to Program C++. 2nd ed. U.S.A., Prentice-Hall, 1998. 1130pp.
- [D2] Del fuego a la Energía Nuclear. 4ª reimpresión, 2002, México, D.F., Publicación de la CFE.
- [D3] 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. 233pp.
- [D4] Duderstadt James J. and Hamilton Louis J. Nuclear Reactor Analysis. John Wiley & Sons, Inc. U.S.A.1976. 650pp.
- [G1] Glasstone Samuel, Sesonske Alexander. Nuclear Reactor Engineering. Reactor Design Basics. Volumen 1. 4a. Edición. Chapman & Hall Inc. New York, USA, 1994. 495 pp.
- [G2] Graves, Harvey W. Nuclear Fuel Management. New York, U.S.A., John Wiley and Sons, 1979. 327pp.
- [H1] Hernández Arteaga Joel. Diseño Neutrónico de un Reactor Nuclear Avanzado con Combustible de Óxidos Mixtos de Uranio-Plutonio (MOX). Tesis de Maestría. Escuela Superior de Física y Matemáticas, Instituto Politécnico Nacional, México, D.F., 2002. 107pp.
- [H2] <http://www.cfe.gob.mx/www2/queescfe/notaqueescfe.asp?seccion=queescfe&seccion nombre=Nucleoele%9ctrica+Laguna+Verde&id noticia=4538>. Información al 30 de septiembre del 2003.

- [I1] Islas Vergara María Virginia, Reyes Delgado Felipe Eleazar. Desarrollo de una Metodología para la Evaluación Física y Económica de Multiciclos para la Administración de Combustibles de Reactores Tipo BWR. Tesis de Licenciatura. Facultad de Ciencias Químicas, Universidad Veracruzana, Poza Rica, Veracruz, 1994. 129pp.
- [L1] Lamarsh, John R. and Baratta Anthony J. Introduction to Nuclear Engineering. Third Edition. New York, U.S.A., Prentice-Hall Inc. 2001.783pp.
- [M1] Manual de especificaciones del simulador CM-PRESTO, editado por la Compañía Scanpower. Abril, 1992.
- [O1] Ortega Rubén F. The FUELCASH II Computer Code for Estimating Nuclear Fuel Cycle Costs. Departamento de Gestión de Combustible, CFE. México, Revisión 1. Abril 1994, 30 pp.
- [R1] R.K. Haling, Operating Strategy for Maintaining an Optimum Power Distribution Throughout Life. ANS Topical Meeting on Nuclear Performance of Power Reactor Cores, TID 7672 (1963).
- [S1] Sandoval Valenzuela Salvador. Fenomenología de Accidentes Severos en Reactores de Agua en Ebullición. Primera Parte. México Nuclear, Revista Técnica Nuclear. Volumen 4, número 1. Enero-abril 2003. Sociedad Nuclear Mexicana.
- [S2] Stephenson Richard. Introducción a la Ingeniería Nuclear. Mc Graw-Hill, Buenos Aires, Argentina, 1965, 511 pp.
- [U1] Un Panorama de los Últimos 50 Años de la Energía Nuclear –Visión y Estrategias. Marzo de 1996, México, D.F., Publicación del Consejo Internacional de Sociedades Nucleares.
- [W1] White John A., Agee Marvin H., Case Kenneth E., Principles of Engineering Economic Analysis, 3a edición, John Wiley & Sons. 1989, 588 pp.

Apéndice A

Validación del Algoritmo de Análisis Económico (ECONO) a través de una hoja de cálculo en Excel utilizando la subrutina FUELCASH [O1]

En la siguiente tabla se presentan los resultados obtenidos con la hoja de cálculo Excel (FUELCASH), tomando como base el sublote 2D, dándole seguimiento desde la compra del mineral de uranio utilizado para su fabricación hasta su disposición final (véase sección 5.3 *Modelo Económico* y sección 5.4 *Metodología para la Evaluación Económica*).

MWt	2027	Amt (kg)	179.9	Evaluación Económica		
n	0.34	Ui	2.8	Sublote de combustible 2D. Final del ciclo 5.		
L	0.7687	tails	0.3			
TMU	80.274	Conv loss	0.50%			
R	0.1	fab loss	0.00%	t(y)	Amt (kg)	PVF
r	0.1			3	179.9	0.598
Tw	3.0175					
B	E0	Rt	t0 (y)			Total
34.33	50395891	4.4	0			E kWh
						30136887.53
	Unit Cost	T0	t	Amount	PVF	Cost
	\$/kg	Y	y	kg		mills/kWh
Nat U	0		-2	1099.8	0.9033	0
Conversion	33.08		-1.42	1094.3	0.8524	1.024
Enrichment	118.64		-0.75	552	0.7971	1.731
UO2 Fab	294.986		-0.33	179.9	0.7643	1.346
SF Tr to Eu	50	0	7			
SF Rep	720	0	10			
HLW Tr fm EU	0	0	25			
HLW An St						
HLW Disp	90	0	29			
MOX Fab	800					
Backend	500	0	4.4	179.9	0.4758	1.42
SF An ST						
SF Enc & D	610	0	44	0	0.0123	0
					Total	5.521

Se muestran a continuación los resultados de ECONO para el sublote 2D, como se puede ver no existe discrepancia entre estos últimos con respecto a la hoja de cálculo en Excel.

Ciclo: 5.

Tipo de sublote: 2D

Número de ensambles = 46.

```
MWt= 2027
Amt= 179.90
n= 0.34
Ui= 2.800
L= 0.7687
tails= 0.300
conv loss= 0.005
R= 0.1
fab loss= 0.000
Tw= 3.01750
B= 34.33
E0= 50395887.22
Rt= 4.41
PVF= 5.980600e-001
EKWh= 3.013976e+007
Nat U Unit Cost= 0.0
Nat U time= -2
Amount Nat U= 1099.75
Nat U PVF= 0.9033
Nat U cost= 0.000
Conversion Unit Cost= 33.080
Conversion time= -1.42
Amount Conversion= 1094.28
Conversion PVF= 0.8524
Conversion cost= 1.023709
Enrichment Unit cost= 118.64
Enrichment time= -0.75
Amount Enrichment= 551.640
Enrichment PVF= 0.7971
Enrichment cost= 1.730896
UO2 Fabrication Unit cost= 294.986
UO2 Fabrication time= -0.33
UO2 Fabrication Amount= 179.90
UO2 Fabrication PVF= 0.7643
UO2 Fabrication cost= 1.345787
Backend Unit cost= 500.00
Backend time= 4.41
Backend Amount= 179.90
Backend PVF= 0.4759
Backend cost= 1.420295
SF Enc & D Unit Cost = 610.00
SF Enc & D time = 44.00
SF Enc & D Amount= 0.00
SF Enc & D PVF= 0.0123
SF Enc & D cost= 0.00
Energy= 3.013976e+007 kWh
cost= 1.663922e+008 mills
cost/kWh= 5.520687e+000 mills/kWh
```

Apéndice B

Archivo de salida "eoc17.out" del código CM-PRESTO

A continuación se muestran los principales resultados obtenidos con el código CM-PRESTO. Se presenta el quemado de los sublotos de combustible en el ciclo de equilibrio, ciclo 17 de la unidad 1 de la CNLV (ciclo regular de 18 meses aproximadamente).

```

COMMON BYPASS EXIT VOID.      4.02 %
REL.INLET ORIFICE FLOW..     96.12 %
RELATIVE ACTIVE FLOW..      85.05 %
RELATIVE AS.BYP.1 FLOW..    3.61 %
RELATIVE AS.BYP.2 FLOW..    0.00 %
RELATIVE LEAKAG.1 FLOW..    4.37 %
RELATIVE LEAKAG.2 FLOW..    3.11 %
RELATIVE C.B.FLOW (LP)..    3.88 %
STEAM DOME PRESSURE.....   70.33 BAR
CORE EXIT PRESSURE.....   70.33 BAR
CORE INLET PRESSURE.....   71.96 BAR
CORE SUPPORT PLATE PD...  -1.31 BAR
WATER DENS AT CORE INLT.   756.40 KG/M3
TEMPERATURE STEAM DOME..   286.08 C
STEAM ENTHALPY S. DOME..   2772.15 KJ/KG
WATER ENTHALPY S. DOME..  1269.16 KJ/KG
CONTROL ROD DENSITY.....    0.00 %
THERMAL REACTOR POWER...  2027.00 MW
TOTAL CORE COOLANT FLOW.  7748.87 KG/S
BYPASS FLOW.....          14.97 %
CORE PRESSURE.....        70.73 BAR
CORE PRESSURE DROP.....   -1.63 BAR
ENTHALPY AT CORE PRESS..  1271.25 KJ/KG
TEMPERAT AT CORE PRESS..  286.48 C
ENTHALPY LOWER PLENUM...  1223.58 KJ/KG
TEMPERAT LOWER PLENUM...  277.54 C
FEEDWATER ENTHALPY .....  918.14 KJ/KG

MEAN CORE BURNUP.....     31714.74 MWD/TU
MEAN XENON CONCENTRAT...  1556.99 E+12/CM3
XE CONCENTR DELTA K EQL.    0.00 pcm
SM FRACTION OF EQUILIBR.    0.00 %
AVERAGE VOID.....        41.47 %
MAX RELATIVE NODAL POWER   1.9020 -
RADIAL POWER PEAK.FACTOR   1.4602 -
CORE SYMMETRY (ISYM)....  FULL CORE      ( 1)

```

LV-1 C17 LV-1, CYCLE 17
PRESTO-cm914b PAGE 2

POW=100.0 FLO=100.0 SUBC= -47.7 CRD= 0.00 BUR=31715 CYC=13 (3033)
MKS 1903-10-13 14.28.47

* BUR *
POWER = 2

STATISTICS ON BUNDLE TYPES UNIT=MWD/TU SCAL

TYPE	BUNDLE			NR OF BUNDLES	NODAL MAX	NODAL MIN	NODAL ST.DEV	NR OF NODES	
	AVERAGE	MAX	MIN						
3Q	472.8	484.8	457.4	11.2	16	585.8	100.7	134.5	400
4Q	439.9	477.9	399.6	22.0	68	564.4	84.3	129.0	1700
5Q	401.1	448.4	354.4	27.4	120	533.3	66.4	120.6	3000
6Q	292.4	327.4	228.5	27.9	120	394.4	41.6	92.0	3000
7Q	154.3	177.1	102.3	23.2	120	218.7	18.5	53.1	3000

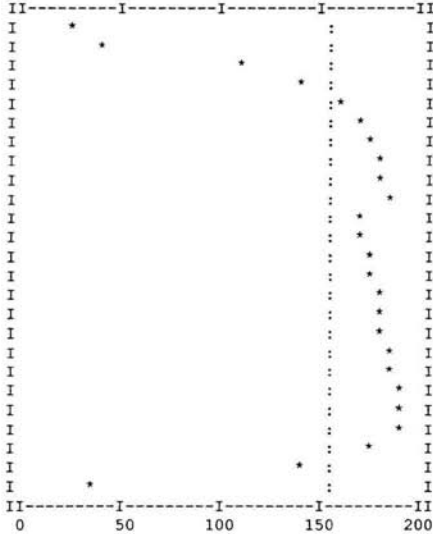
 * BUR *
 POWER = 2

AX. AVER. FOR BUNDLE 7Q UNIT=MWD/TU SCAL

AVG VALUE=154.3

NODE AVERAGE

25 25.79
 24 43.70
 23 110.77
 22 140.44
 21 158.61
 20 169.11
 19 175.27
 18 179.35
 17 177.52
 16 181.30
 15 166.42
 14 170.14
 13 173.06
 12 175.21
 11 176.96
 10 178.35
 9 179.14
 8 181.11
 7 183.84
 6 186.70
 5 188.11
 4 185.85
 3 173.95
 2 138.18
 1 37.81



LV-1 C17

LV-1, CYCLE 17

PRESTO-cm914b PAGE 4

POW=100.0 FLO=100.0 SUBC= -47.7 CRD= 0.00 BUR=31715 CYC=13 (3033)

MKS 1903-10-13 14.28.47

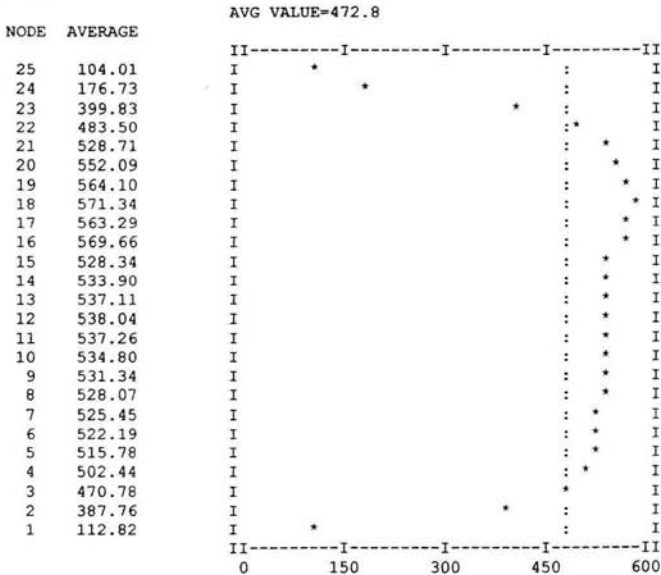
 * BUR *
 POWER = 2

CHNL AVE. FOR BUNDLE 7Q UNIT=MWD/TU SCAL

I/J	1	3	5	7	9	11	13	15	17	19	21	23	25	27	29	31	33	35	37	39	41	43
44					0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
42				0	0	0	102	0	126	0	143	143	0	126	0	102	0	0	0	0	0	0
40			0	0	0	111	0	0	0	159	0	0	159	0	0	0	111	0	0	0	0	0
38		0	0	0	0	0	0	0	164	0	0	0	0	164	0	0	0	0	0	0	0	0
36	0	0	0	0	0	140	0	159	0	173	0	0	173	0	159	0	140	0	0	0	0	0
34	0	0	111	0	140	0	0	0	169	0	177	177	0	169	0	0	140	0	111	0	0	0
32	0	103	0	0	0	0	0	0	0	175	0	0	175	0	0	0	0	0	0	103	0	0
30	0	0	0	0	159	0	0	0	170	0	0	0	170	0	0	0	159	0	0	0	0	0
28	0	128	0	164	0	169	0	170	0	172	0	0	172	0	170	0	169	0	164	0	128	0
26	0	0	160	0	173	0	175	0	172	0	171	171	0	172	0	175	0	173	0	160	0	0
24	0	144	0	0	0	177	0	0	0	171	0	0	171	0	0	0	177	0	0	0	144	0
22	0	144	0	0	0	177	0	0	0	171	0	0	171	0	0	0	177	0	0	0	144	0
20	0	0	160	0	173	0	175	0	172	0	171	171	0	172	0	175	0	173	0	160	0	0
18	0	128	0	164	0	169	0	170	0	172	0	0	172	0	170	0	169	0	164	0	128	0
16	0	0	0	0	159	0	0	0	170	0	0	0	170	0	0	0	159	0	0	0	0	0
14	0	103	0	0	0	0	0	0	0	175	0	0	175	0	0	0	0	0	0	0	103	0
12	0	0	111	0	140	0	0	0	169	0	177	177	0	169	0	0	140	0	111	0	0	0
10	0	0	0	0	0	140	0	159	0	173	0	0	173	0	159	0	140	0	0	0	0	0
8		0	0	0	0	0	0	0	164	0	0	0	164	0	0	0	0	0	0	0	0	0
6			0	0	0	111	0	0	0	159	0	0	159	0	0	0	111	0	0	0	0	0
4				0	0	0	102	0	126	0	143	143	0	126	0	102	0	0	0	0	0	0
2					0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

 * BUR *
 POWER = 2

AX. AVER. FOR BUNDLE 3Q UNIT=MWD/TU SCAL



LV-1 C17 LV-1, CYCLE 17
 PRESTO-cm914b PAGE 6
 POW=100.0 FLO=100.0 SUBC= -47.7 CRD= 0.00 BUR=31715 CYC=13 (3033)
 MKS 1903-10-13 14.28.47

 * BUR * CHNL AVE. FOR BUNDLE 3Q UNIT=MWD/TU SCAL
 POWER = 2

I/J	1	3	5	7	9	11	13	15	17	19	21	23	25	27	29	31	33	35	37	39	41	43
44					0	0	0	0	457	482	0	0	482	457	0	0	0	0				
42				0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0			
40			0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
38		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
36	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
34	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
32	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
30	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
28	467	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	467
26	485	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	485
24	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
22	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
20	485	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	485
18	467	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	467
16	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
14	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
12	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
8		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
6			0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
4				0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2					0	0	0	0	457	482	0	0	482	457	0	0	0	0				

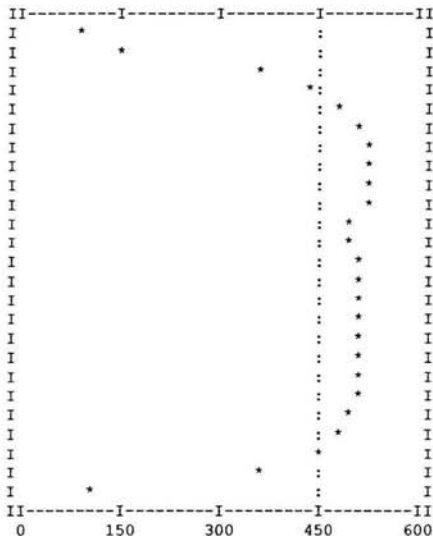
 * BUR *
 POWER = 2

AX. AVER. FOR BUNDLE 4Q UNIT=MWD/TU SCAL

 AVG VALUE=439.9

NODE AVERAGE

25 89.27
 24 153.61
 23 355.95
 22 433.42
 21 477.16
 20 500.72
 19 513.54
 18 521.56
 17 515.67
 16 523.15
 15 489.39
 14 496.82
 13 501.97
 12 504.92
 11 506.41
 10 506.41
 9 505.17
 8 504.42
 7 503.46
 6 500.68
 5 494.01
 4 480.06
 3 447.57
 2 365.83
 1 106.01



LV-1 C17 LV-1, CYCLE 17
 PRESTO-cm914b PAGE 8
 POW=100.0 FLO=100.0 SUBC= -47.7 CRD= 0.00 BUR=31715 CYC=13 (3033)
 MKS 1903-10-13 14.28.47

 * BUR * CHNL AVE. FOR BUNDLE 4Q UNIT=MWD/TU SCAL
 POWER = 2

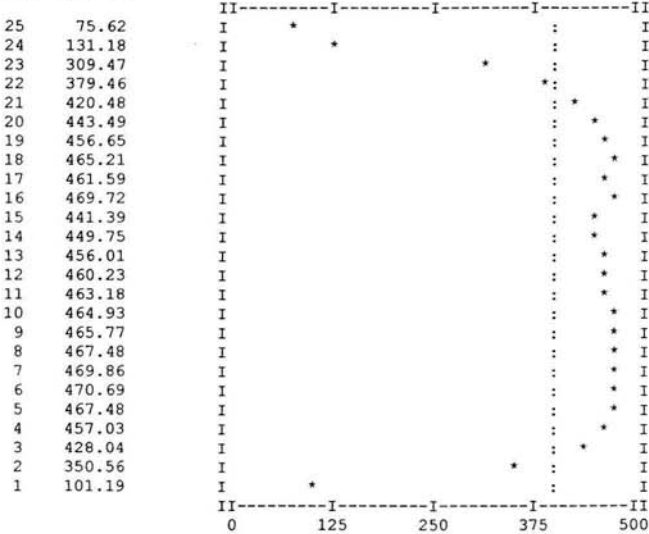
I/J	1	3	5	7	9	11	13	15	17	19	21	23	25	27	29	31	33	35	37	39	41	43
44					400	444	438	426	0	0	445	445	0	0	426	438	444	400				
42				421	412	0	0	469	0	0	0	0	0	0	469	0	0	412	421			
40			0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
38		423	0	0	0	456	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	456	0	0	0	423	
36	408	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	408
34	445	0	0	457	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	457	0	0	445
32	439	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	439
30	478	470	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	470
28	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
26	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
24	447	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	447
22	447	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	447
20	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
18	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
16	478	470	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	470
14	439	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	439
12	445	0	0	457	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	457	0	0	445
10	408	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	408
8		423	0	0	0	456	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	456	0	0	0	423	
6			0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
4				421	412	0	0	469	0	0	0	0	0	0	469	0	0	412	421			
2					400	444	438	426	0	0	445	445	0	0	426	438	444	400				

 * BUR *
 POWER = 2

AX. AVER. FOR BUNDLE 5Q UNIT=MWD/TU SCAL

 AVG VALUE=401.1

NODE AVERAGE



LV-1 C17 LV-1, CYCLE 17
 PRESTO-cm914b PAGE 10
 POW=100.0 FLO=100.0 SUBC= -47.7 CRD= 0.00 BUR=31715 CYC=13 (3033)
 MKS 1903-10-13 14.28.47

 * BUR *
 POWER = 2

CHNL AVE. FOR BUNDLE 5Q UNIT=MWD/TU SCAL

I/J	1	3	5	7	9	11	13	15	17	19	21	23	25	27	29	31	33	35	37	39	41	43
44					0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
42				0	0	376	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	376	0	0	0	0
40			365	384	402	0	0	387	0	0	0	0	0	0	387	0	0	402	384	365	0	0
38			0	385	372	0	0	362	0	0	0	0	0	0	0	362	0	0	372	385	0	0
36	0	380	403	0	424	0	0	0	0	0	448	448	0	0	0	0	0	424	0	403	380	0
34	0	376	0	0	0	0	0	422	0	0	0	0	0	0	422	0	0	0	0	0	376	0
32	0	0	0	363	0	0	354	419	427	0	0	0	0	427	419	354	0	0	363	0	0	0
30	0	0	0	387	0	0	422	419	0	0	0	390	390	0	0	419	422	0	0	387	0	0
28	0	0	0	0	0	0	0	427	0	444	0	427	427	0	444	0	427	0	0	0	0	0
26	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	374	0	0	0	374	0	0	0	0	0	0	0
24	0	0	0	0	0	448	0	0	390	427	0	427	427	0	427	390	0	0	448	0	0	0
22	0	0	0	0	0	448	0	0	390	427	0	427	427	0	427	390	0	0	448	0	0	0
20	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	374	0	0	0	374	0	0	0	0	0	0	0
18	0	0	0	0	0	0	0	427	0	444	0	427	427	0	444	0	427	0	0	0	0	0
16	0	0	387	0	0	422	419	0	0	0	390	390	0	0	0	419	422	0	0	387	0	0
14	0	0	0	363	0	0	354	419	427	0	0	0	0	427	419	354	0	0	363	0	0	0
12	0	376	0	0	0	0	0	422	0	0	0	0	0	0	422	0	0	0	0	0	376	0
10	0	380	403	0	424	0	0	0	0	0	0	448	448	0	0	0	0	424	0	403	380	0
8			0	385	372	0	0	362	0	0	0	0	0	0	0	362	0	0	372	385	0	0
6			365	384	402	0	0	387	0	0	0	0	0	0	387	0	0	402	384	365	0	0
4			0	0	376	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	376	0	0	0	0
2			0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

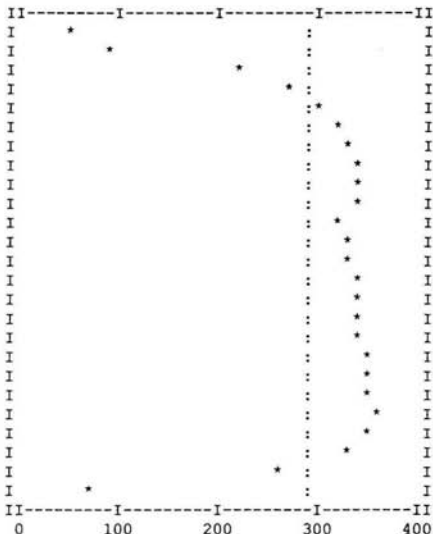
 * BUR *
 POWER = 2

AX. AVER. FOR BUNDLE 6Q UNIT=MWD/TU SCAL

AVG VALUE=292.4

NODE AVERAGE

25 51.39
 24 88.82
 23 216.93
 22 269.79
 21 301.67
 20 319.92
 19 330.55
 18 337.50
 17 334.65
 16 341.11
 15 317.60
 14 324.16
 13 329.26
 12 332.98
 11 335.94
 10 338.25
 9 340.01
 8 343.06
 7 347.21
 6 350.92
 5 351.58
 4 346.00
 3 324.46
 2 262.59
 1 73.68



LV-1 C17 LV-1, CYCLE 17
 PRESTO-cm914b PAGE 12
 POW=100.0 FLO=100.0 SUBC= -47.7 CRD= 0.00 BUR=31715 CYC=13 (3033)
 MKS 1903-10-13 14.28.47

 * BUR *
 POWER = 2

CHNL AVE. FOR BUNDLE 6Q UNIT=MWD/TU SCAL

I/J	1	3	5	7	9	11	13	15	17	19	21	23	25	27	29	31	33	35	37	39	41	43
44					0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0			
42				0	0	0	0	0	0	294	0	0	294	0	0	0	0	0	0	0		
40			0	0	0	0	279	0	250	0	252	252	0	250	0	279	0	0	0	0		
38		0	0	0	228	0	0	302	0	323	293	293	323	0	302	0	0	228	0	0	0	
36	0	0	0	230	0	0	296	0	322	0	0	0	0	322	0	296	0	0	230	0	0	0
34	0	0	0	0	0	307	293	0	0	327	0	0	327	0	0	293	307	0	0	0	0	0
32	0	0	279	0	296	293	0	0	0	0	314	314	0	0	0	0	293	296	0	279	0	0
30	0	0	0	303	0	0	0	319	0	296	0	0	296	0	319	0	0	0	303	0	0	0
28	0	0	251	0	322	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	322	0	251	0	0
26	0	295	0	323	0	327	0	296	0	0	0	0	0	0	296	0	327	0	323	0	295	0
24	0	0	253	293	0	0	314	0	0	0	0	0	0	0	0	314	0	0	293	253	0	0
22	0	0	253	293	0	0	314	0	0	0	0	0	0	0	0	314	0	0	293	253	0	0
20	0	295	0	323	0	327	0	296	0	0	0	0	0	0	296	0	327	0	323	0	295	0
18	0	0	251	0	322	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	322	0	251	0	0
16	0	0	0	303	0	0	0	319	0	296	0	0	296	0	319	0	0	0	303	0	0	0
14	0	0	279	0	296	293	0	0	0	0	314	314	0	0	0	0	293	296	0	279	0	0
12	0	0	0	0	0	307	293	0	0	327	0	0	327	0	0	293	307	0	0	0	0	0
10	0	0	0	230	0	0	296	0	322	0	0	0	0	322	0	296	0	0	230	0	0	0
8		0	0	0	228	0	0	302	0	323	293	293	323	0	302	0	0	228	0	0	0	0
6			0	0	0	0	279	0	250	0	252	252	0	250	0	279	0	0	0	0	0	0
4				0	0	0	0	0	0	294	0	0	294	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2					0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

LV-1 C17 LV-1, CYCLE 17
 PRESTO-cm914b PAGE 14
 POW=100.0 FLO=100.0 SUBC= -47.7 CRD= 0.00 BUR=31715 CYC=13 (3033)
 MKS 1903-10-13 14.28.47

 * BUIDNT * BUNDLE IDENTIFICATION UNIT= - SCAL
 POWER = 0

I/J	23	25	27	29	31	33	35	37	39	41	43
44	CHA148	CH-169	CH-194	CHA-25	CHA-27	CHA190	CHA194				
42	CH--23	CHC-81	CHD-25	CHA104	CHD-27	CHB148	CHA177	CHA169			
40	CHC-27	CH--41	CHC-45	CHB104	CHC104	CHD-45	CHB190	CHB169	CHB194		
38	CHC-23	CHC125	CH--61	CHC148	CHB-45	CHA-45	CHC-25	CHB196	CHB192	CHA192	
36	CHB-83	CHD-81	CHC169	CH--83	CHC-61	CH--85	CHB125	CHC177	CHB213	CHB102	CHA196
34	CH-102	CHC190	CHD104	CHB-85	CHC-41	CHC217	CH-108	CHA110	CHD110	CHB171	CHA213
32	CHC-83	CH-125	CHB-41	CHB-61	CHB177	CHC198	CHC175	CHB110	CHC173	CHD133	CHA133
30	CHB-27	CHC-85	CHD148	CHC102	CHB175	CHB108	CH-152	CHC171	CHB173	CHA173	CHA-81
28	CHB-23	CHD169	CHB217	CHD171	CHB198	CHD173	CHC192	CH-175	CHC110	CHD177	CH-196
26	CHD190	CHB-25	CHD192	CHC108	CHD194	CHC213	CHD196	CHC194	CH-198	CHC196	CH-192
24	CHB-81	CHD213	CHB221	CHB133	CHC152	CH-217	CHB152	CHC221	CHC133	CH-221	CHA171

Archivo de texto "costos.txt", contiene los costos aproximados por cada ciclo de combustible, dado que los archivos de entrada pueden ser modificados se puede efectuar un análisis de sensibilidad en cuanto a costos de combustible.

Cycle	Natural Uranium (\$/kgU)	Conversion (\$/kg U)	Enrichment (\$/kg SWU)	UO2 Fab (\$/ase)	Backend (\$/kg)
1	0.00	59.71	62.87	19883.00	500.00
2	0.00	33.08	118.64	53068.00	500.00
3	0.00	36.83	124.98	56941.00	500.00
4	0.00	36.59	125.46	62621.00	500.00
5	0.00	33.15	125.00	58891.00	500.00
6	0.00	38.66	125.00	61218.00	500.00
7	0.00	58.95	110.00	63000.00	500.00
8	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00
9	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00
11	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00
12	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00
13	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00
14	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00
15	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00
16	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00
17	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00
18	0.00	58.95	110.00	39500.00	500.00

Archivo de texto "datos.txt", contiene el peso y enriquecimiento por ensamble de acuerdo al lote de combustible.

Tipo	Peso (kgU)	Enriquecimiento
1A	183.1	0.711
1B	182.8	1.76
1C	182.5	2.19
2D	179.9	2.80
2E	179.9	3.03
3D	179.9	2.80
3F	180.0	3.24
4G	178.4	3.22
4H	179.5	2.97
4I	179.9	3.03
5J	178.1	3.53
6L	178.0	3.52
6K	178.2	3.52
6E	179.9	3.03
7M	177.9	3.46
7N	177.5	3.46
8O	180.6	3.72
8P	180.1	3.72
9Q	181.2	3.70
10R	181.2	3.70
10Q	180.9	3.70
11Q	180.9	3.70
12Q	180.9	3.70
13Q	180.9	3.70
14Q	180.9	3.70
15Q	180.9	3.70
16Q	180.9	3.70
17Q	180.9	3.70
18Q	180.9	3.70

Archivo de texto "long_ciclo.txt", representa la duración de cada ciclo de combustible (información obtenida del PUE).

CICLO	TOTAL CICLO (MESES)	TOTAL DIAS OPERACION	DIAS DE RECARGA
1	36.21	1030	72
2	10.98	278	56
3	17.54	471	63
4	14.06	385	42
5	18.46	476	86
6	16.23	459	35
7	16.84	488	35
8	21.53	589	66
9	16.25	431	63
10	17.48	497	35
11	17.79	511	30
12	17.79	511	30
13	17.95	521	25
14	17.95	521	25
15	17.95	521	25
16	17.95	521	25
17	17.95	521	25
18	17.95	521	25

Apéndice D

Análisis económico de los sublotes sin reinserciones, hoja de resultados arrojados por ECONO en el archivo "Resultados_sin_reinserciones.doc"

Ciclo: 1.

Tipo de sublote: 1A
Número de ensambles = 68.

Energy=	4.908205e+006	kWh
cost=	1.022049e+008	mills
cost/kWh=	2.082328e+001	mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 68

Ciclo: 2.

Tipo de sublote: 1B
Número de ensambles = 32.

Energy=	1.950884e+007	kWh
cost=	1.454162e+008	mills
cost/kWh=	7.453861e+000	mills/kWh

Tipo de sublote: 1C
Número de ensambles = 84.

Energy=	2.250599e+007	kWh
cost=	1.669635e+008	mills
cost/kWh=	7.418623e+000	mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 116

Ciclo: 3.

Tipo de sublote: 1C
Número de ensambles = 128.

Energy=	2.994378e+007	kWh
cost=	1.592467e+008	mills
cost/kWh=	5.318188e+000	mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 128

Ciclo: 4.

Tipo de sublote: 1B
Número de ensambles = 39.

Energy= 2.449093e+007 kWh
cost= 1.320684e+008 mills
cost/kWh= 5.392544e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 1C
Número de ensambles = 68.

Energy= 3.150729e+007 kWh
cost= 1.536376e+008 mills
cost/kWh= 4.876257e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 2D
Número de ensambles = 2.

Energy= 2.587900e+007 kWh
cost= 1.723507e+008 mills
cost/kWh= 6.659869e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 2E
Número de ensambles = 3.

Energy= 2.556170e+007 kWh
cost= 1.822039e+008 mills
cost/kWh= 7.128005e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 112

Ciclo: 5.

Tipo de sublote: 1B
Número de ensambles = 1.

Energy= 2.570053e+007 kWh
cost= 1.258930e+008 mills
cost/kWh= 4.898460e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 2D
Número de ensambles = 46.

Energy= 3.013976e+007 kWh
cost= 1.663922e+008 mills
cost/kWh= 5.520687e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 2E
Número de ensambles = 20.

Energy= 2.964812e+007 kWh
cost= 1.762453e+008 mills
cost/kWh= 5.944571e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 3D
Número de ensambles = 29.

Energy= 2.722846e+007 kWh
cost= 1.633698e+008 mills
cost/kWh= 5.999964e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 96

Ciclo: 6.

Tipo de sublote: 2E
Número de ensambles = 21.

Energy= 2.973794e+007 kWh
cost= 1.711901e+008 mills
cost/kWh= 5.756624e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 3D
Número de ensambles = 11.

Energy= 3.070409e+007 kWh
cost= 1.583918e+008 mills
cost/kWh= 5.158655e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 3F
Número de ensambles = 68.

Energy= 3.057229e+007 kWh
cost= 1.769737e+008 mills
cost/kWh= 5.788696e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 4G
Número de ensambles = 16.

Energy= 2.403527e+007 kWh
cost= 1.589347e+008 mills
cost/kWh= 6.612562e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 116

Ciclo: 7.

Tipo de sublote: 3F
Número de ensambles = 8.

Energy= 2.940049e+007 kWh
cost= 1.723217e+008 mills
cost/kWh= 5.861185e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 4G
Número de ensambles = 80.

Energy= 2.562876e+007 kWh
cost= 1.544027e+008 mills
cost/kWh= 6.024590e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 4H
Número de ensambles = 4.

Energy= 2.348968e+007 kWh
cost= 1.460190e+008 mills
cost/kWh= 6.216304e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 4I
Número de ensambles = 4.

Energy= 2.818022e+007 kWh
cost= 1.484408e+008 mills
cost/kWh= 5.267553e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 5J
Número de ensambles = 27.

Energy= 2.265967e+007 kWh
cost= 1.452799e+008 mills
cost/kWh= 6.411387e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 123

Ciclo: 8.

Tipo de sublote: 5J
Número de ensambles = 85.

Energy= 2.471627e+007 kWh
cost= 1.406213e+008 mills
cost/kWh= 5.689420e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 6L
Número de ensambles = 24.

Energy= 2.033131e+007 kWh

cost= 1.284299e+008 mills
cost/kWh= 6.316854e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 109

Ciclo: 9.

Tipo de sublote: 6E
Número de ensambles = 4.

Energy= 1.815500e+007 kWh
cost= 1.126497e+008 mills
cost/kWh= 6.204887e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 6K
Número de ensambles = 20.

Energy= 2.122816e+007 kWh
cost= 1.256466e+008 mills
cost/kWh= 5.918865e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 6L
Número de ensambles = 72.

Energy= 2.127425e+007 kWh
cost= 1.255372e+008 mills
cost/kWh= 5.900898e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 7M
Número de ensambles = 8.

Energy= 1.704597e+007 kWh
cost= 1.191984e+008 mills
cost/kWh= 6.992761e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 7N
Número de ensambles = 4.

Energy= 1.728880e+007 kWh
cost= 1.189872e+008 mills
cost/kWh= 6.882331e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 108

Ciclo: 10.

Tipo de sublote: 7M
Número de ensambles = 72.

Energy= 1.836338e+007 kWh
cost= 1.162897e+008 mills
cost/kWh= 6.332698e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 7N
Número de ensambles = 20.

Energy= 1.831776e+007 kWh
cost= 1.160851e+008 mills
cost/kWh= 6.337299e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 8O
Número de ensambles = 16.

Energy= 1.555500e+007 kWh
cost= 1.027005e+008 mills
cost/kWh= 6.602413e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 8P
Número de ensambles = 9.

Energy= 1.591384e+007 kWh
cost= 1.024544e+008 mills
cost/kWh= 6.438066e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 117

Ciclo: 11.

Tipo de sublote: 7M
Número de ensambles = 8.

Energy= 1.841548e+007 kWh
cost= 1.136844e+008 mills
cost/kWh= 6.173310e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 7N
Número de ensambles = 4.

Energy= 1.845946e+007 kWh
cost= 1.134857e+008 mills
cost/kWh= 6.147836e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 8O
Número de ensambles = 28.

Energy= 1.741469e+007 kWh
cost= 1.000735e+008 mills
cost/kWh= 5.746496e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 8P
Número de ensambles = 71.

Energy= 1.725608e+007 kWh
cost= 9.983456e+007 mills
cost/kWh= 5.785471e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 9Q
Número de ensambles = 8.

Energy= 1.250164e+007 kWh
cost= 8.604797e+007 mills
cost/kWh= 6.882936e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 119

Ciclo: 12.

Tipo de sublote: 9Q
Número de ensambles = 72.

Energy= 1.356882e+007 kWh
cost= 8.379752e+007 mills
cost/kWh= 6.175741e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 10R
Número de ensambles = 16.

Energy= 1.134983e+007 kWh
cost= 7.482402e+007 mills
cost/kWh= 6.592525e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 10Q
Número de ensambles = 32.

Energy= 1.199162e+007 kWh
cost= 7.471679e+007 mills
cost/kWh= 6.230752e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 120

Ciclo: 13.

Tipo de sublote: 9Q
Número de ensambles = 24.

Energy= 1.358330e+007 kWh
cost= 8.180527e+007 mills
cost/kWh= 6.022487e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 10R
Número de ensambles = 28.

Energy= 1.187185e+007 kWh
cost= 7.286616e+007 mills
cost/kWh= 6.137726e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 10Q
Número de ensambles = 20.

Energy= 1.232316e+007 kWh
cost= 7.276217e+007 mills
cost/kWh= 5.904506e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 11Q
Número de ensambles = 48.

Energy= 1.027549e+007 kWh
cost= 6.450537e+007 mills
cost/kWh= 6.277598e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 120

Ciclo: 14.

Tipo de sublote: 9Q
Número de ensambles = 4.

Energy= 1.326133e+007 kWh
cost= 8.007786e+007 mills
cost/kWh= 6.038446e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 10R
Número de ensambles = 12.

Energy= 1.216890e+007 kWh
cost= 7.116857e+007 mills
cost/kWh= 5.848399e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 11Q
Número de ensambles = 52.

Energy= 1.056577e+007 kWh
cost= 6.282678e+007 mills
cost/kWh= 5.946256e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 12Q
Número de ensambles = 52.

Energy= 8.793210e+006 kWh
cost= 5.558777e+007 mills
cost/kWh= 6.321669e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 120

Ciclo: 15.

Tipo de sublote: 11Q

Número de ensambles = 16.

Energy=	1.055938e+007	kWh
cost=	6.137133e+007	mills
cost/kWh=	5.812021e+000	mills/kWh

Tipo de sublote: 12Q

Número de ensambles = 52.

Energy=	9.046970e+006	kWh
cost=	5.414441e+007	mills
cost/kWh=	5.984812e+000	mills/kWh

Tipo de sublote: 13Q

Número de ensambles = 52.

Energy=	7.621446e+006	kWh
cost=	4.790304e+007	mills
cost/kWh=	6.285296e+000	mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 120

Ciclo: 16.

Tipo de sublote: 12Q

Número de ensambles = 16.

Energy=	9.118691e+006	kWh
cost=	5.289293e+007	mills
cost/kWh=	5.800496e+000	mills/kWh

Tipo de sublote: 13Q

Número de ensambles = 52.

Energy=	7.829959e+006	kWh
cost=	4.666196e+007	mills
cost/kWh=	5.959414e+000	mills/kWh

Tipo de sublote: 14Q

Número de ensambles = 52.

Energy=	6.565848e+006	kWh
cost=	4.124771e+007	mills
cost/kWh=	6.282161e+000	mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 120

Ciclo: 17.

Tipo de sublote: 13Q
Número de ensambles = 16.

Energy= 7.901250e+006 kWh
cost= 4.558587e+007 mills
cost/kWh= 5.769450e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 14Q
Número de ensambles = 52.

Energy= 6.746717e+006 kWh
cost= 4.017906e+007 mills
cost/kWh= 5.955350e+000 mills/kWh

Tipo de sublote: 15Q
Número de ensambles = 52.

Energy= 5.655043e+006 kWh
cost= 3.551703e+007 mills
cost/kWh= 6.280595e+000 mills/kWh

Número total de ensambles por ciclo = 120

Apéndice E

Evaluación económica de los sublotes reinsertados a través de la hoja de Excel. Los datos de energía y costo fueron incorporados a los resultados finales.

Sublote de 24 ensambles del tipo 1B, con permanencia en los ciclos 1, 4 y 5.

MWt	2027	Amt (kg)	182.80		Evaluación Económica		
n	0.34	Uj	1.76		Sublote de combustible 1B (reinserciones)		
L	0.7687	tails	0.300				
TMU	80.274	conv loss	0.5%				
R	0.1	fab loss	0.0%	t(y)	Amt (kg)	PVF	
r	0.1			3	182.80	0.7806	
Tw	0.00						
B	E0	Rt	t0 (y)			Total	E kWh
24.2	36097882	5.2	0				2.817722E+07
				Amount	PVF	Cost	
				kg		mills	2.817722E+07
				652.6	1.2214	0.000	
	Unit Cost	t0	t	649.3	1.1526	44685439.742	
	\$/kg	y	y	240	1.0779	16289865.208	
Nat U	0		-2	182.80	1.0336	20550085.372	
Conversion	59.71		-1.42				
Enrichment	62.87		-0.75				
UO2 Fab	108.769		-0.33				
SF Tr to Eu	50	0	7				
SF Rep	720	0	10				
HLW Tr fm EU	0	0	25				
HLW An St							
HLW Disp	90	0	29				
				182.80	0.5959	54462799.717	
MOX Fab	800						
				0	0.0123	0.000	
Backend	500	0	5.2		Total	135988190.0395490	
SF An ST							
SF Enc & D	610	0	44				

Sublote de 1 ensamble del tipo 8P, con permanencia en los ciclos 9 10 y 11 .

MWt	2027	Amt (kg)	180.10		Evaluación Económica		
n	0.34	Uj	3.72		Sublote de combustible 8P(reinserciones).		
L	0.7687	tails	0.300				
TMU	80.274	conv loss	0.5%				
R	0.1	fab loss	0.0%				
r	0.1						
Tw	12.65						
B	E0	Rt	t0 (y)	t(y)	Amt (kg)	PVF	E kWh
45.33	66617693	3.9	0	3	180.10	0.2332	1.553389E+07
	Unit Cost	t0	t	Amount	PVF	Cost	
	\$/kg	y	y	kg		mills/kWh	
Nat U	0		-2	1506.1	0.3446	0.000	
Conversion	58.95		-1.42	1498.6	0.3252	28726279.719	
Enrichment	110		-0.75	855	0.3041	28609955.221	
UO2 Fab	219.323		-0.33	180.10	0.2916	11517688.744	
SF Tr to Eu	50	0	7				
SF Rep	720	0	10				
HLW Tr fm EU	0	0	25				
HLW An St							
HLW Disp	90	0	29				
MOX Fab	800						
Backend	500	0	3.9	180.10	0.1903	17132404.610	
SF An ST							
SF Enc & D	610	0	44	0	0.0123	0.000	
					Total	85986328.2928304	