



**UNIVERSIDAD
AUTÓNOMA DEL
ESTADO DE MÉXICO**

Facultad de Ciencias

**“ANÁLISIS ECONÓMICO Y DEL QUEMADO A
LA DESCARGA PARA DIFERENTES
ESTRATEGIAS DE LOS ÚLTIMOS CICLOS DE
UN REACTOR BWR ”**

TESIS

QUE PARA OBTENER EL GRADO DE

Licenciado en Física

PRESENTA

Isui Samuel Romero Leonardo

DIRECTORES DE TESIS

Dr. José Alejandro Castillo Méndez

Dra. Lorena Romero Salazar

Marzo 2025

Índice

	Página
Lista de figuras.....	5
Lista de tablas.....	7
Introducción.....	9
Capítulo 1: Ecuación de Transporte y Ecuación de Difusión de Neutrones.....	11
Ecuación de transporte.....	11
Ecuación de Difusión de Neutrones.....	16
Capítulo 2: Descarga de ensambles y Estrategias de solución.....	21
Reactores nucleares.....	21
Administración de combustible nuclear	26
Capítulo 3: Metodología.....	35
Capítulo 4: Análisis económico.....	43
Capítulo 5: Conclusiones.....	55
Referencias.....	59
Apéndice.....	61

Lista de Figuras

	Página
Figura 1. Esquema del núcleo del reactor.....	9
Figura 2. Neutrón junto a las partículas fundamentales que lo conforman up (u) y down (d).....	12
Figura 3. Representación del espacio dimensional.....	13
Figura 4. Representación del Volumen (V), la superficie (S) y las direcciones ($\hat{\Omega}$, $d\vec{s}$).....	14
Figura 5. Conjunto de moléculas.....	17
Figura 6. Diagrama de la Ley de Fick.....	17
Figura 7. Reactor Nuclear BWR.....	22
Figura 8. Funcionamiento de una planta nuclear BWR.....	22
Figura 9. Núcleo de un reactor.....	23
Figura 10. Barra de control corte axial (a), Barra de control, corte transversal (b).....	24
Figura 11. Ensamble dividido en celdas y corte transversal de una celda.....	25
Figura 12. Barras de combustible.....	25
Figura 13. Diseño de una celda.....	22
Figura 14. Diseño de un ensamble.....	27
Figura 15. Configuración de los ensambles.....	27
Figura 16. Barras de control dentro del núcleo.....	28
Figura 17. Operación de una planta nuclear.....	28
Figura 18. Ciclo de operación.....	29
Figura 19. Primera estrategia de solución.....	31
Figura 20. Segunda estrategia de solución.....	32
Figura 21. Tercera estrategia de solución.....	33

Figura 22. Cuarta estrategia A de solución.....	34
Figura 23. Cuarta estrategia B de solución.....	34
Figura 24. Segmento de barra de combustible.....	37
Figura 24. Numero de ensambles en el núcleo del reactor.....	50

Lista de tablas

	Página
Tabla 1. Ensamblados Frescos por Ciclo en la Estrategia 1.....	30
Tabla 2. Ensamblados Frescos por Ciclo en la Estrategia 2.....	31
Tabla 3. Descripción de datos sobre ensamblados frescos por ciclo en la Estrategia 3.....	32
Tabla 4. Ensamblados Frescos por Ciclo en las Estrategias 4A y 4B.....	33
Tabla 5. Masa en kilogramos para los 92 segmentos de barra dentro de un <i>notche</i>	44
Tabla 6. Peso de los segmentos de barra por <i>notche</i>	44
Tabla 7. Enriquecimiento de los segmentos de barra dentro de un <i>notche</i>	45
Tabla 8. Enriquecimiento promedio del ensamble.....	46
Tabla 9. Valores de las variables de la ecuación 3.12.....	47
Tabla 10. Costo de la Estrategia 1.....	48
Tabla 11. Costo de la Estrategia 2.....	48
Tabla 12. Costo de la Estrategia 3.....	48
Tabla 13. Costo de la Estrategia 4A.....	49
Tabla 14. Costo de la Estrategia 4B.....	49
Tabla 15. Costos por estrategia.....	49
Tabla 16. Quemado a la descarga, Estrategia 1, ejemplo 1.....	51
Tabla 17. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 1.....	52
Tabla 18. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 2.....	52
Tabla 19. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 3.....	53
Tabla 20. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 4A.....	53
Tabla 21. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 4B.....	53

Tabla 22. Porcentaje de quemado a la descarga de cada estrategia.....	54
Tabla 23. Ensamblados frescos empleados de cada estrategia.....	55
Tabla 24. Comparativa de Energía sobrante por estrategia.....	56

Introducción

Un reactor nuclear es un dispositivo en donde se produce una reacción nuclear en cadena de forma controlada, para poder obtener energía, en este caso se emplea el uranio como material fisionable. La fisión nuclear es la reacción en la que el núcleo de un átomo pesado se divide en dos o más núcleos de átomos más ligeros, emitiendo en el proceso neutrones, rayos gamma y grandes cantidades de energía llamados productos de fisión. La potencia de un reactor de fisión nuclear varía según su tamaño y características

Un reactor nuclear de fisión está conformado de las siguientes partes: Combustible Nuclear, Barras de control, Moderador, Blindaje, Ensamblajes de combustible, entre otros varios componentes (ver Figura 1).

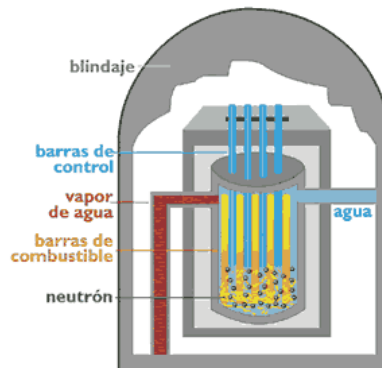


Figura 1. Esquema del núcleo del reactor

Actualmente existen diferentes tipos de reactores nucleares, los cuales operan de una manera diferente, dependiendo de sus características, algunos ejemplos son los siguientes: Reactor LWRs (Light Water Reactor), Reactor PWR (Pressurized Water Reactor), Reactor BWR (Boiling Water Reactor), Reactor ABWR (Advanced Boiling Water Reactor), Reactor AP600 PWR (Pressurized Water Reactor), Reactor RBMK (Reaktor Bolshoy Moshchnosty Kanaly), Reactor HWR (Heavy Water Reactor), Reactor LMFBR (Liquid Metal Fast Boiling Reactor), Reactor GCFR (Gas Cooled Fast Reactor), Reactor MSBR (Molten Salt Breeder Reactor), Reactor LWBR (Light Water Breeder Reactor), por mencionar algunos. Es importante señalar que en este trabajo nos centraremos únicamente en los reactores del tipo BWR.

En un reactor de agua en ebullición (BWR, por sus siglas en inglés), en el que el agua desmineralizada se utiliza como refrigerante y moderador, cuando alcanza el

punto de ebullición, se forma vapor que se utiliza para impulsar la turbina que mueve el generador eléctrico.

Ahora bien, la vida útil de un reactor nuclear de agua en ebullición (BWR) es de 60 años como máximo en la actualidad. La longitud de los ciclos, en la mayoría de los casos están en un rango de 18 a 24 meses, sin embargo, si se continúa la operación de la planta en forma normal, se tiene la existencia de un último ciclo en el que se tendrán que descargar una cantidad importante de ensamblajes con alta reactividad, que a todas luces no resulta conveniente debido a los altos costos que pueden presentarse para resguardar los desechos.

Por estas razones Investigadores del ININ han analizado y estudiado varias estrategias de operación de la planta al final de su vida útil, de modo que nos permitan estimar cuál podría ser un mejor escenario que disminuya la compra de combustible y que se maximice la utilización de este. Las estrategias mencionadas se analizarán con mayor detalle en el siguiente capítulo.

El trabajo que se realizó en esta tesis se presenta de la siguiente manera, en el Capítulo 1 se explica la parte física que involucra un reactor BWR definiendo la ecuación de Difusión de neutrones y la ecuación de Transporte de neutrones, en el Capítulo 2 se hace el análisis de un reactor BWR explicando cuales son las partes que lo integran, posteriormente se explican las cinco estrategias de solución propuestas para los últimos ciclos de operación de un reactor BWR, en el Capítulo 3 se desarrolló la metodología para poder obtener los costos de los ensamblajes y en consecuencia de las recargas para cada estrategia, en el Capítulo 4 se exponen los resultados obtenidos para el análisis económico para cada una de las propuestas de solución, finalmente en el Capítulo 5 se muestran las conclusiones.

Capítulo 1

Ecuación de Transporte y Ecuación de Difusión de Neutrones

Ecuación de Transporte

En la Física, hablar del transporte significa explicar el intercambio de masa, energía y momentum entre diferentes sistemas, englobando la parte de la mecánica y termodinámica, esto nos permite el poder estudiar de una manera más completa los cambios que existen en la materia cuando se transfiere alguna de las tres partes antes mencionadas.

Es importante mencionar que los fenómenos de transporte ya sean de momentum, masa o energía, todos, sin excepción son procesos irreversibles y solo descriptibles mediante la estadística, pues generan movimientos aleatorios en sus componentes pueden ser átomos, iones, moléculas, neutrones, es decir se refiere a componentes en diferentes escalas de estudio. Para el caso de estudio de la tesis, nos referiremos al transporte de neutrones. Cada aspecto de los fenómenos de transporte tiene con base el principio de conservación de energía y las ecuaciones constitutivas.

El principio de conservación de la energía nos dice que la energía no se crea ni se destruye solo se transforma, permitiendo que ésta se transfiera de un medio a otro de diferentes maneras. Las ecuaciones constitutivas son aquellas que se emplean para analizar en sistemas físicos

Dado el objeto de estudio de la presente tesis, el transporte que modelamos es el de neutrones y por ello se utilizará la ecuación de Continuidad de Neutrones.

Por ello primero revisaremos cómo es que surge dicho transporte y qué es un neutrón.

El neutrón es la parte del átomo que se encuentra en el núcleo, tiene una carga neutra y una masa aproximada de 1.6749×10^{-27} kg, fue teorizado por el físico neozelandés Ernst Rutherford y descubierto por James Chadwick en 1930. La Figura 2 muestra, de manera ilustrativa, como es un neutrón, de acuerdo con una interpretación moderna:

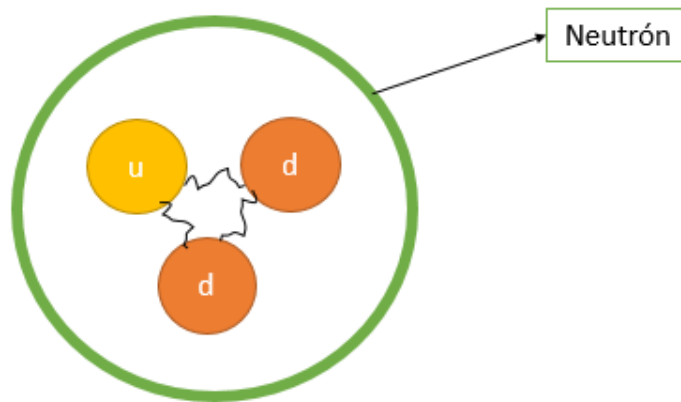


Figura 2. Neutrón junto a las partículas fundamentales que lo conforman up (u) y down (d)

Ahora se procede a explicar en qué consistirá la ecuación de transporte de neutrones

Si consideramos la ecuación general del transporte como la siguiente:

$$\frac{\partial \phi}{\partial t} = \nabla \cdot u\phi - \nabla \cdot \Gamma \nabla \phi + S \quad (1.1)$$

Del lado izquierdo tenemos la evolución temporal de nuestra variable de interés y del lado derecho las causas de este transporte. Dónde, además:

$\nabla \cdot u\phi$ es el término de la convección,

$\nabla \cdot \Gamma \nabla \phi$ es el término de la difusión

S es el término de la fuente

Veamos el desarrollo correspondiente para poder llegar a la ecuación de transporte de neutrones.

Si queremos considerar los neutrones que existen dentro de un reactor nuclear debemos tomar un espacio en 3 dimensiones, como el que se muestra a continuación:

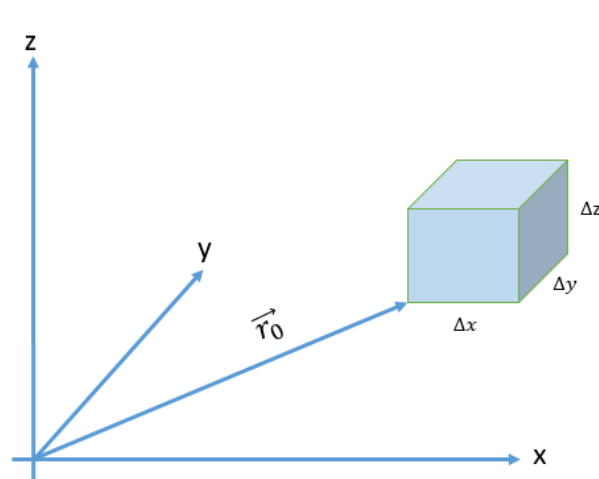


Figura 3. Representación del espacio dimensional

En la figura 3 se representa a un elemento de volumen en el que se encuentran neutrones, mismo que se desplaza con cierta dirección angular Ω y tienen energía E .

También debemos de mencionar la densidad de los neutrones, la cual nos dice el número de neutrones que hay por unidad cúbica por MeV y esto se representa como:

$$n(\vec{r}, E, \Omega, \vec{t}) \quad (1.2)$$

Esta ecuación nos dice que el número o densidad de neutrones (n) depende de la posición (r), energía (E), dirección (Ω) y del tiempo (t).

Si se busca la cantidad de neutrones en un instante dado, se debe integrar sobre el espacio fase de posiciones, orientaciones y energías:

$$N(t) = \int_{\Delta x} dx \int_{\Delta y} dy \int_{\Delta z} dz \int_{\Delta\Omega} d\hat{\Omega} \int_{\Delta E} n(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) dE \quad (1.3)$$

Donde los límites de integración delimitan las posiciones según el caso de estudio. (Lamarsh, 2002)

Ahora para obtener el número de neutrones que viajan con una energía (E) y una dirección ($\hat{\Omega}$) se tiene la ecuación (1.4) que para calcularlas se hace el desarrollo de (1.1):

$$\left[\int_V n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r \right] dE d\hat{\Omega} \quad (1.4)$$

El cambio en la cantidad de neutrones parte de la ec. (1.4), pero a través de una relación de balance, dando como resultado:

$$\frac{d}{dt} \left[\int_V n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r \right] dE d\hat{\Omega} = \text{ganancia en } V - \text{pérdidas}$$

Como el volumen no es dependiente del tiempo:

$$\frac{d}{dt} \left[\int_V n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r \right] dE d\hat{\Omega} = \left[\int_V \frac{\partial n}{\partial t} d^3r \right] dE d\hat{\Omega} \quad (1.5)$$

La figura siguiente nos muestra el espacio donde se encuentra el volumen y las posiciones:

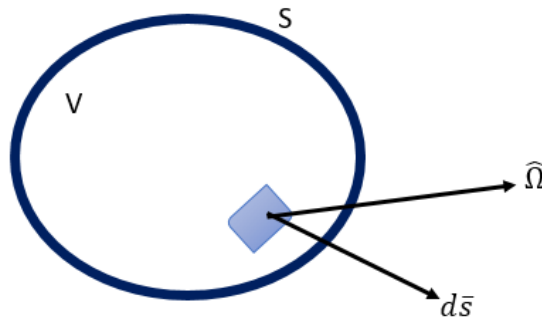


Figura 4. Representación del Volumen (V), la superficie (S) y las direcciones ($\hat{\Omega}$, $d\vec{s}$)

También es importante considerar si existe una fuente de neutrones, pues si el caso esto genera neutrones se va a tener el caso que los neutrones entran al volumen (V) a través de la superficie (S). Ahora vamos a definir lo que es la densidad de fuente.

Si retomamos la ecuación (1.2) como la densidad de la fuente surge:

$$n(\vec{r}, E, \Omega, \vec{t}) d^3r dE d\hat{\Omega} \quad (1.6)$$

Esta ecuación (1.6) es la rapidez con la cual los neutrones aparecerán en d^3r, dE y $d\hat{\Omega}$.

Con lo cual se obtiene:

$$[\int_V S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3r] dE d\hat{\Omega} \quad (1.7)$$

Si se presentan pérdidas con respecto a las colisiones, se toma la rapidez con la que los neutrones colisionan en un punto, lo cual se representa con la ecuación siguiente:

$$f_t(\vec{r}, E, \Omega, \vec{t}) = v \sum_t (\vec{r}, E) n(\vec{r}, E, \Omega, \vec{t}) \quad (1.8)$$

Ahora se integra (1.8) para obtener (1.9) que representa las colisiones en el volumen (V), obteniéndose:

$$f_t(\vec{r}, E, \Omega, \vec{t}) = [\int_V v \sum_t (\vec{r}, E) n(\vec{r}, E, \Omega, \vec{t}) d^3r] d\hat{\Omega} \quad (1.9)$$

Si ganamos neutrones en dE alrededor de E y $d\hat{\Omega}$. Se debe calcular la probabilidad de dispersión (σ) desde $E', \hat{\Omega}'$ hacia $E, \hat{\Omega}$, por lo cual vamos a usar la siguiente ecuación. Donde la operación sobre t representa:

$$\sigma_s(E \rightarrow E', \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \quad (1.10)$$

Se reescribe la Ecuación (1.9) tomando el valor de (1.10) y se obtiene:

$$[\int_V v' \sum_t (E \rightarrow E', \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) n(\vec{r}, E, \Omega, \vec{t}) d^3r] dE d\hat{\Omega} \quad (1.11)$$

Todo esto se menciona debido a que permite la formulación de sistemas de continuidad y por ende, se pueden también escribir las ecuaciones de transporte de neutrones.

Reescribiendo la ecuación de transporte (1.1) tomando en cuenta sus condiciones iniciales y condiciones de frontera, se obtiene:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} + \hat{\Omega} \cdot \nabla \phi + \sum_t (r^{\rightarrow}, E) \phi(r^{\rightarrow}, E, \Omega, t) = \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^{\infty} dE' \sum_s (E \rightarrow E', \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) n(r^{\rightarrow}, E', \Omega', t) \phi(r^{\rightarrow}, E, \hat{\Omega}, t) \quad (1.12)$$

Siendo las condiciones iniciales $\phi(r^{\rightarrow}, E, \hat{\Omega}, 0) = \phi_0 \phi(r^{\rightarrow}, E, \hat{\Omega})$

Y las condiciones a la frontera $\phi(r_0^{\rightarrow}, E, \hat{\Omega}, 0) = 0$ si $\hat{\Omega} \cdot \hat{e}_s < 0$

Se ha mencionado todo esto para finalmente poder llegar a la ecuación final de transporte de neutrones, la cual es:

$$\frac{dn}{dt} + v \hat{\Omega} \cdot \nabla n + v \sum_t n(r^{\rightarrow}, E, \hat{\Omega}, t) = \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^{\infty} dE' v' \sum_s (E \rightarrow E', \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) n(r^{\rightarrow}, E', \hat{\Omega}', t) + s(r^{\rightarrow}, E, \hat{\Omega}, t) \quad (1.13)$$

Ecuación de Difusión de Neutrones

En la Física tenemos que es la difusión, el cual es el flujo de las partículas, átomos, neutrones, etc. de un material a otro, esto se debe principalmente a la temperatura y al gradiente de concentración, por lo regular se lleva a cabo en cuerpos en estado líquido o gaseoso, las partículas tienen a moverse a donde hay una menor concentración de ellas, causando que aumente la entropía (desorden molecular) del sistema; los procesos de difusión están sujetos a la ley de Fick la cual establece que las partículas se difunden desde una alta concentración hasta el lugar de baja concentración. En una dimensión, esta ley se expresa como:

$$J = -D \frac{\partial \phi}{\partial x} \quad (1.14)$$

Dónde:

J es la de difusión,

D es el coeficiente de difusión,

ϕ es la concentración.

En la Figura 5 se observa un conjunto de moléculas, podemos notar que hay mayor concentración de un punto (izquierda) a otro (derecha) y esto se debe a que siguiendo la Ley de Fick, las moléculas partirán de donde están más concentradas hasta donde están menos concentradas, aumentando con ello la entropía. (Lamarsh, 2002)



Figura 5. Conjunto de moléculas.

La interpretación física es similar al fluido de los gases. Los neutrones muestran una tendencia a fluir en dirección de la menor densidad, esto es una consecuencia natural de las colisiones de grandes densidades a las posiciones de las grandes densidades de neutrones, como se representa en la figura siguiente.

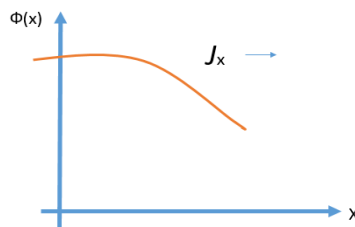


Figura 6. Diagrama de la Ley de Fick.

Ahora aplicando esta ley al análisis de un reactor nuclear nos lleva a la ecuación de difusión, esto establece que el vector de densidad de corriente J es proporcional al negativo del gradiente del flujo de neutrones. La constante de proporcionalidad se denomina coeficiente de difusión y se representa con el símbolo D .

Recordando que la Ley de Fick es:

$$J = -D \frac{\partial \phi}{\partial x} \quad (1.15)$$

Donde:

J es la densidad de corriente de neutrones ($\frac{\text{neutrón}}{\text{neutrón}\cdot\text{cm}^2\cdot\text{s}}$) a lo largo de la dirección en el eje X , el flujo neto de neutrones que pasan por unidad de tiempo a través de una unidad de área perpendicular a la dirección x .

D es el coeficiente de difusión, tiene la unidad de cm y viene dado por:

$$D = \frac{1}{3 \Sigma_s (1-\mu)} = \frac{1}{3 \Sigma_{tr}} = \frac{\lambda_{tr}}{3} \quad (1.16)$$

ϕ es el número de neutrones que cruzan una unidad de área transversal arbitraria en todas las direcciones por unidad de tiempo

La ley de Fick generalizada en tres dimensiones es la siguiente:

$$J = -D \nabla \phi \quad (1.17)$$

Donde:

J denota el vector de flujo de difusión

Nótese que el operador de gradiente convierte el flujo de neutrones, que es una cantidad escalar, en la corriente de neutrones, que es una cantidad vectorial.

Mencionamos el Balance de neutrones y ecuación de continuidad, pues también resultan fundamentales para entender la ecuación de difusión de neutrones

La formulación matemática de la teoría de la difusión de neutrones se basa en el balance de neutrones en un elemento de volumen diferencial. Como los

neutrones no desaparecen (se desprecia la desintegración β), el siguiente balance de neutrones debe ser válido en un volumen arbitrario V.

$$\text{Tasa de cambio de la densidad de neutrones} = \text{Tasa de producción} - \text{Tasa de absorción} - \text{Tasa de fuga} \quad (1.18)$$

Dónde

$$\text{Tasa de cambio de la densidad de neutrones} = \int_V \frac{\partial n}{\partial t} dV$$

$$\text{Tasa de producción} = \int_V s dV$$

$$\text{Tasa de absorción} = \int_V \Sigma_a \phi dV$$

$$\text{Tasa de Fuga} = \int_V \nabla J dV$$

Por consiguiente, la ecuación queda de la siguiente manera:

$$\int_V \frac{\partial n}{\partial t} dV = \int_V s dV - \int_V \Sigma_a \phi dV - \int_V \nabla J dV \quad (1.19)$$

Sustituyendo los diferentes términos en la ecuación balanceada y eliminando la integral (porque el volumen V es arbitrario), obtenemos:

$$\frac{\partial n}{\partial t} = s - \Sigma_a \phi - \nabla \cdot J \quad (1.20)$$

Donde

n es la densidad de neutrones

s es la tasa que se emiten neutrones desde las fuentes por cm^3

J es el vector de densidad de corriente de neutrones

ϕ Es el flujo de neutrones escalares

Σ_a Es la sección transversal de absorción macroscópica

Se ha obtenido la ecuación de continuidad

En estado estacionario, cuando n no es una función del tiempo:

$$\nabla J + \Sigma_a \phi - s = 0 \quad (1.21)$$

En las partes anteriores, introdujimos dos bases para la derivación de la ecuación de difusión:

Ley de Fick (1.15), la cual establece que las partículas se difunden desde una alta concentración hasta el lugar de baja concentración (Lamarsh, 2002).

La Ecuación de continuidad que establece que la tasa de cambio de la densidad de neutrones = tasa de producción – tasa de absorción – tasa de fuga.

Volvemos ahora a la ecuación de balance de neutrones y sustituimos el vector de densidad de corriente de neutrones por $J = -D\nabla\phi$. Suponiendo que $\nabla \cdot \nabla = \nabla^2 = \Delta$ (por lo tanto $\nabla J = -D\nabla \cdot (\nabla\phi) = -D\Delta\phi$) obtenemos la ecuación de difusión.

$$D\Delta\phi - \Sigma_a \phi + S = \frac{1}{v} \frac{\partial\phi}{\partial t} \quad (1.22)$$

Obteniendo en consecuencia:

$$D\Delta\phi(\vec{r}, t) - \Sigma_a \phi(\vec{r}, t) + S(\vec{r}, t) = \frac{1}{v} \frac{\partial\phi(\vec{r}, t)}{\partial t} \quad (1.23)$$

Es importante mencionar que para resolver esta ecuación debemos considerar las condiciones de contorno y la longitud de difusión del neutrón.

Las condiciones de contorno que representan el medio externo y son condición de contorno de vacío, condición de flujo finito, condición de la fuente.

Capítulo 2

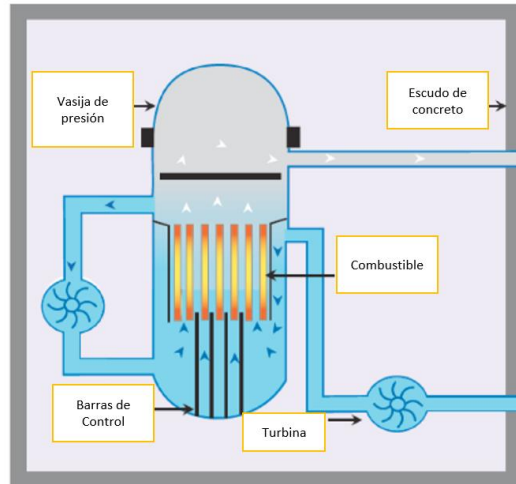
Descarga de ensamblajes y Estrategias de solución

Reactores Nucleares

Un reactor es parte de la instalación de una central nuclear, en donde se inician, mantienen y controlan las labores para producir reacciones de fisión nuclear en cadena que produzcan la energía térmica necesaria para la generación de energía eléctrica. La fisión nuclear es la reacción en la que el núcleo de un átomo, se divide en dos o más núcleos ligeros y al incidir sobre otros núcleos desencadenan más reacciones de fisión que a su vez generan más neutrones, a este efecto se le conoce como reacción en cadena, para poder tomar datos de manera cuantitativa empleamos el uso de una variable “ k ” que nos representa un factor de multiplicación, que también se define como el cambio de número de fisiones en una generación dividida entre el número de fisiones antes de la generación, expresado por la siguiente ecuación:

$$k = \frac{\text{número de fisiones en una generación}}{\text{número de fisiones antes de la generación}} \quad (2.1)$$

Esto nos ayuda a saber la cantidad de fisiones que se generan en cada proceso, en la siguiente imagen se muestra un reactor del tipo BWR así como algunas partes que lo conforman:



Un Típico Reactor de agua en ebullición

Figura 7. Reactor Nuclear BWR¹

Actualmente existen diferentes tipos de reactores: PWR, BWR, FBR, AGR por mencionar algunos, sin embargo, en este trabajo vamos a centrarnos en los reactores de agua en ebullición (BWR, sus siglas en inglés), estos utilizan agua en ebullición para poder producir energía eléctrica, dicho de una manera más específica, el agua rodea al núcleo y este en su interior produce energía térmica que hace evaporar al agua y el vapor que se genera se emplea para mover grandes turbinas las cuales transforman la energía a través de un generador y producen energía eléctrica.

La siguiente Figura muestra el proceso llevado en la planta para producir energía:

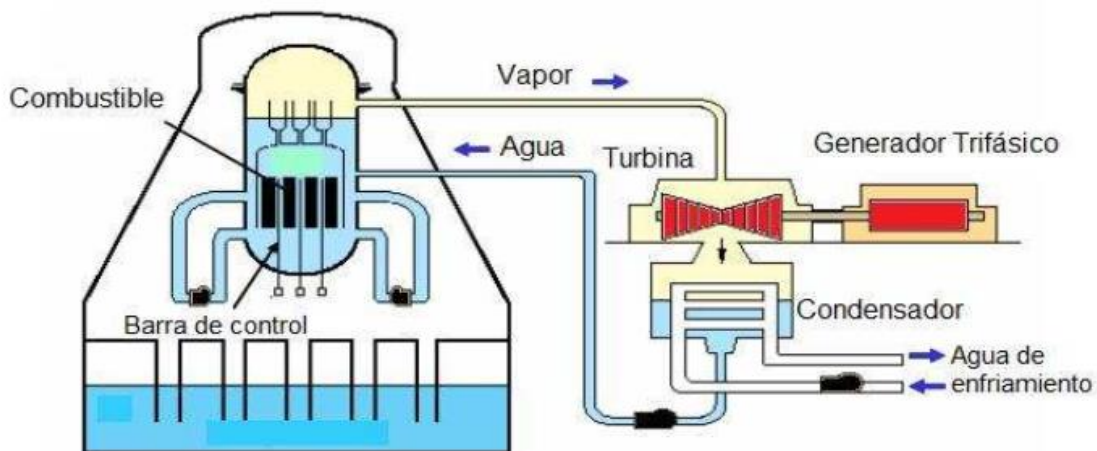


Figura 8. Funcionamiento de una planta nuclear BWR²

¹ <https://energiciteconnatalia.wordpress.com/wp-content/uploads/2014/02/bwr.png>

² <https://www.researchgate.net/profile/RobertoSuarezAntola/publication/216524107/figure/fig1/AS:341433308467211@1458415452896/Figura-2-Esquema-de-una-central-con-un-reactorBWR.png>

Los reactores BWR tienen en promedio una vida útil entre 40 y 60 años, y utilizan U235 (uranio enriquecido, el cual puede variar en su porcentaje de enriquecimiento) como combustible. Ahora que se ha mencionado como opera un reactor nuclear, procedamos a explicar la parte del reactor que nos interesa en esta investigación: el Núcleo.

El núcleo es la parte del reactor que está conformada por celdas, ensambles y barras de control, en él se lleva a cabo el quemado del combustible nuclear (U235), en conjunto con la gadolinia (U_2O_3 , veneno quemable, usado para controlar la reactividad), para hacer hervir el agua y generar energía con el vapor que se obtiene, el núcleo suele estar conformado por varios ensambles (frescos o quemados) distribuidos en una configuración de forma simétrica como se muestra en la Figura 8, en donde podemos observar que los ensambles (los cuadros en rojo claro), barras de control (cruces rojas) acomodados también en forma simétrica (Castillo et al, 2010).

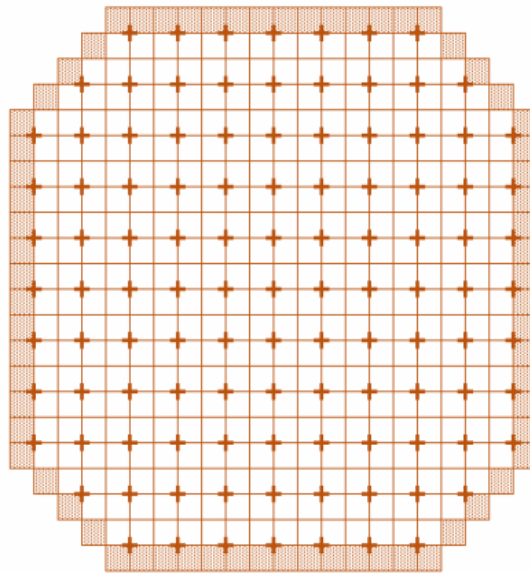


Figura 9. Núcleo de un reactor

Las barras de control son dispositivos cruciformes utilizados para ayudar a mantener la reactividad de una manera controlada. La siguiente figura muestra una barra de control de forma axial (a) y vista con un corte transversal (cruz negra) con ensambles a su alrededor (cuadros en rojo). (Castillo et al, 2008).

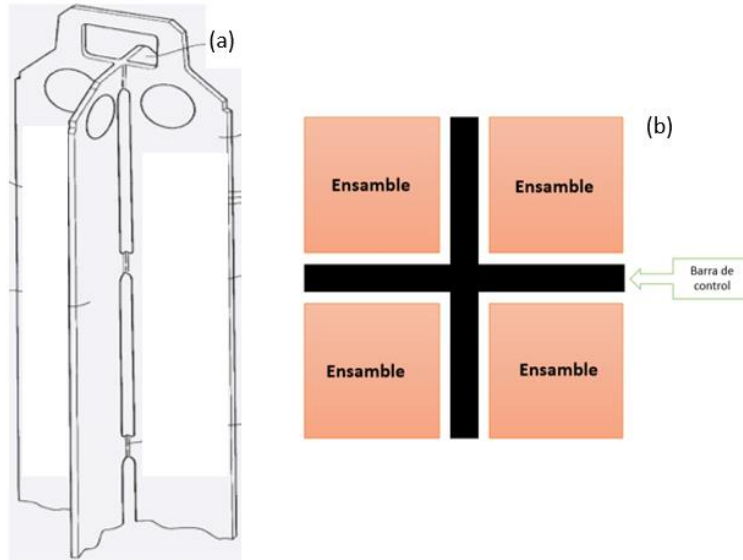


Figura 10. Barra de control corte axial³ (a), Barra de control, corte transversal (b)

Los ensambles son el conjunto de varias barras de combustible nuclear, cada ensamble tiene una medida aproximada de 4 metros; las barras pueden ser completas, cortas o huecas y están acomodadas en arreglos de 10x10, también hay canales de agua dentro de los ensambles que ayudan a controlar la reactividad, los cuales ocupan 4 espacios cada uno, con lo cual un ensamble está formado por 92 barras de combustible y 2 canales de agua. (Edsinger, 2000)

Las celdas forman los ensambles que están acomodados en el núcleo, contienen en su interior pastillas de uranio (U_{235}) y algunas están mezcladas con gadolinia ($U_{2}O_{3}$), las medidas de las celdas pueden variar según sea la sección en la que se encuentren (Castillo et al, 2007).

La siguiente Figura muestra un ensamble que está dividido en varias celdas (Fig. 10a) y en la Figura 10b se muestra el corte transversal de una celda donde los puntos en azul representan canales de agua y las barras de combustible están en color amarillo

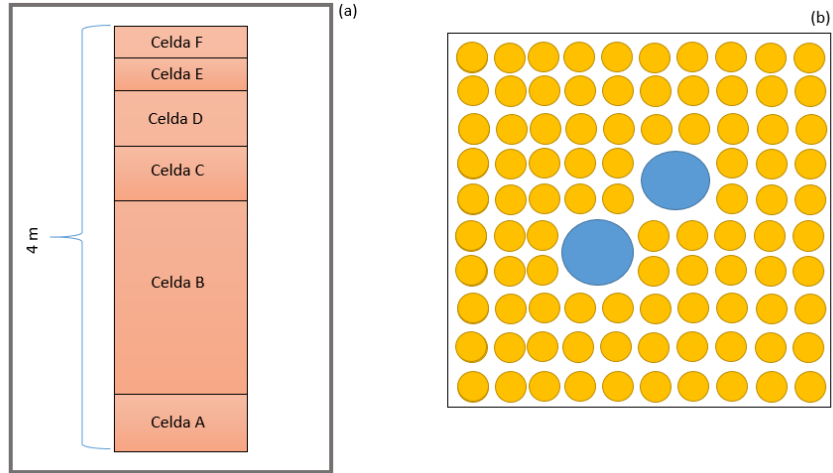


Figura 11. Ensamble dividido en celdas y corte transversal de una celda

Por último, una barra de combustible como la que se muestra en la Figura 12, es la parte que contiene las pastillas de uranio (U_{235}) en su interior, las cuales se queman, hay aproximadamente 400 pastillas en el interior de cada barra, con una medida aproximada de 1cm de altura y 1 cm de diámetro, es importante resaltar que existen tres tipos de barras: completas, huecas y cortas (Castillo et al, 2008).

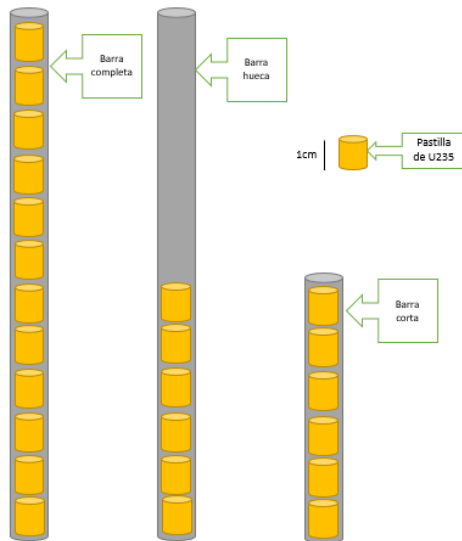


Figura 12. Barras de combustible

Administración de Combustible nuclear

Se ha concluido con la explicación de las partes del núcleo, ahora procedemos a describir otra parte importante, esto es, la administración del combustible nuclear.

La administración del combustible tiene como objetivo diseñar las configuraciones de las celdas, ensambles, recargas y patrones de barras de control que permitan un uso adecuado y eficiente del combustible durante la operación del reactor, para que el uso del combustible sea eficiente se debe extraer la mayor cantidad de energía eléctrica, manteniéndose la operación segura del reactor. Para ello es necesario tener una configuración adecuada dentro del núcleo, la administración como ya lo hemos mencionado está dividida en varias partes, las cuales se van a detallar a continuación.

Para el diseño de las celdas se establece la configuración que van a tener las pastillas de uranio enriquecido dentro de las barras. Es importante mencionar que el acomodo debe cumplir con ciertas reglas ya establecidas, por ejemplo las pastillas con menor enriquecimiento se colocan en la periferia de la celda, de igual manera la celda debe cumplir con la simetría de espejo. La Figura 13 muestra una celda, donde los círculos pequeños indican las barras con uranio enriquecido, mientras que los círculos azules representan canales de agua (Castillo et al, 2008).

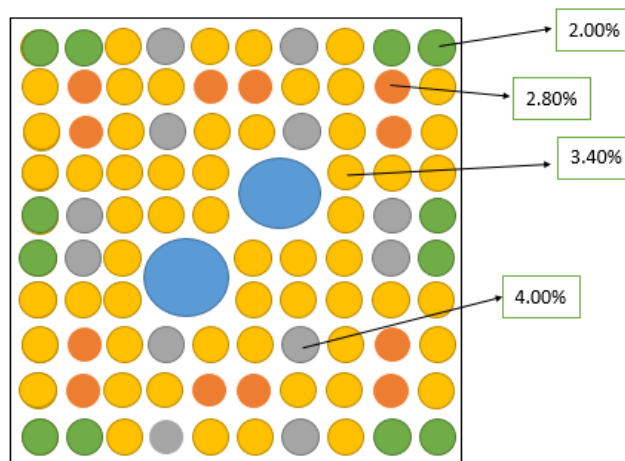


Figura 13. Diseño de una celda

El diseño de los ensambles consiste en saber cuántas celdas van a conformarlo y que tipos de barras va a tener (completas, cortas o huecas) en cada una de las celdas; la medida de un ensamble es de 25 *notches* (ver Figura 5). Normalmente los extremos del ensamble son de uranio natural y el número de secciones (celdas) en

el que se divide la parte central está entre 3 y 4. La Figura 14 muestra de una manera representativa como está construido un ensamble.

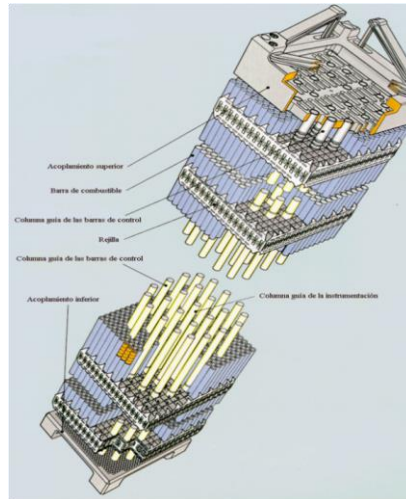


Figura 14. Diseño de un ensamble⁴

Para la tercera parte tenemos la recarga que es la configuración de los ensambles dentro del núcleo, se hace el acomodo correspondiente para determinar en qué posición van a ir los ensambles según sea su estado (fresco o quemado), la siguiente figura nos muestra de manera más detallada el acomodo de los ensambles de forma simétrica dentro del núcleo, los colores en azul representan ensambles frescos y los cuadros sin color representan ensambles que ya estaban presentes en el núcleo (Castillo et al, 2023).

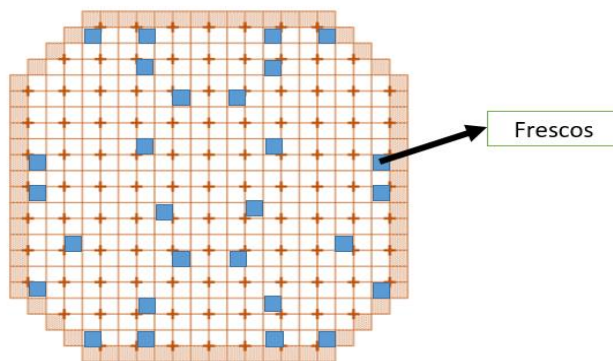


Figura 15. Configuración de los ensambles

Para la última parte tenemos el diseño de los patrones de barra de control (PBC), aquí se diseña la configuración para el movimiento de las barras que ayudan a controlar el exceso de neutrones que se emiten cuando se producen las reacciones en cadena dentro del núcleo, en un reactor BWR las barras se introducen por la parte inferior del núcleo (ver Figura 16) (Castillo et al, 2010).

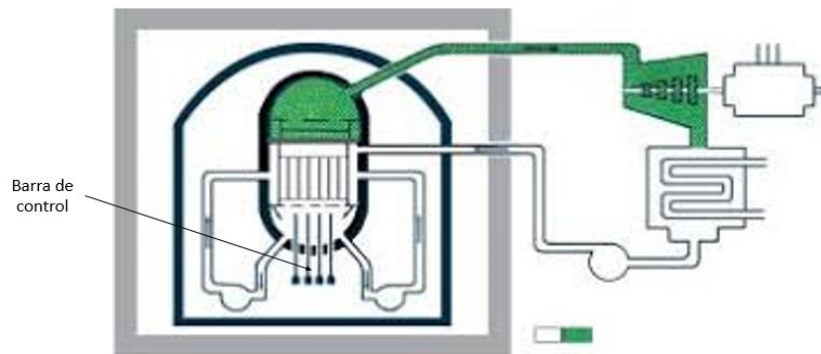


Figura 16. Barras de control dentro del núcleo⁵

A continuación, describiremos un ciclo de operación, que, si bien están íntimamente relacionado con la administración de combustible, vamos a analizarlo como un tema aparte.

Un ciclo de operación es el proceso que se lleva a cabo para la generación de energía, tiene una duración entre 18 y 24 meses según el tipo de reactor, está dividido en tres etapas: recarga, operación a plena potencia y flexibilidades operativas. Para esta investigación como ya lo hemos mencionado nos enfocamos en un reactor tipo BWR con una vida útil de 60 años, los ciclos tendrán una longitud de 18 meses cada uno y vamos a tener en total 41 ciclos de operación. En la Figura siguiente se muestra un esquema de lo dicho anteriormente:

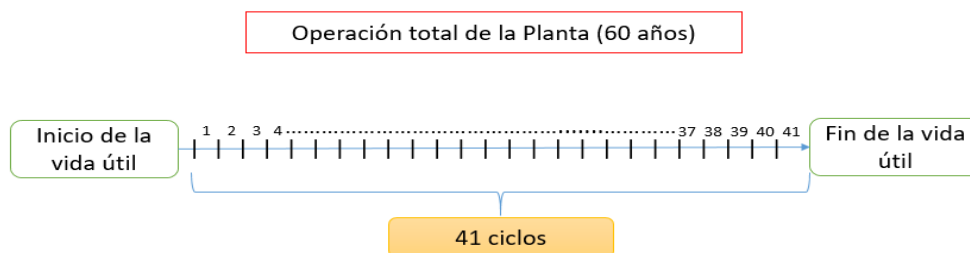


Figura 17. Operación de una planta nuclear

Ahora continuaremos con la explicación de las tres etapas en las que se divide el ciclo de operación, en primer lugar, tenemos el proceso de la recarga, en esta fase, se introducen ensambles frescos, se rempazan los más quemados, este proceso tiene una duración de 45 días y es importante mencionar que en esta fase el reactor está apagado.

Para la segunda parte del ciclo de operación tenemos la operación de la planta a plena potencia, esto consiste en tener el funcionamiento del núcleo a su máxima capacidad para quemar los ensambles y generar energía; esta parte tiene una duración aproximada de 400 días. (Haling, 1964)

La tercera parte son las flexibilidades operativas, esta etapa tiene una duración alrededor de 95 días y consiste en bajar la potencia del reactor hasta llegar a su apagado.

La siguiente Figura muestra de una manera gráfica las partes de un ciclo de operación, las siglas I.C (inicio del ciclo) y F.C (final del ciclo) representan donde inicia y termina el ciclo.

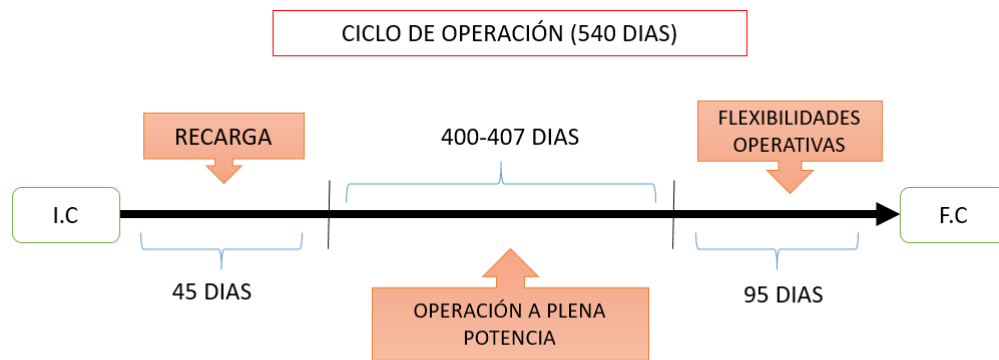


Figura 18. Ciclo de operación

Se ha explicado la administración de combustible, el ciclo de operación y el ciclo de equilibrio por lo cual vamos a desarrollar la siguiente parte de nuestra investigación que consiste en el problema de tener el último ciclo de operación con una longitud corta.

Para poner en contexto el porqué de la problemática, hemos dicho que tendremos un total de 41 ciclos de operación y todos los ciclos tienen una misma longitud (18 meses) pero el último ciclo de operación (41) no va a cumplir con esto pues termina siendo más corto, debido a factores externos que no se pueden controlar

(incidentes, fallas humanas) que afectan las operaciones de la planta causando que en el ciclo 41, los ensambles frescos utilizados no se quemaron lo suficiente y al momento de finalizar el ciclo de operación se va a tener el problema de guardar ensambles que aún tienen una alta reactividad generando problemas y situaciones nada convenientes.

Estrategias de solución para los últimos ciclos de operación

Debido a que existe el problema de tener el último ciclo con una longitud corta, investigadores pertenecientes al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) han desarrollado diferentes estrategias para tratar la problemática de modo que se pueda decir cuál podrá ser el mejor escenario a llevar a cabo. Es importante señalar que para el diseño de estas estrategias se utilizaron 3 códigos, los dos primeros fueron los sistemas Quinalli (Castillo et al, 2007) y OCOTH (Ortiz-Servín et al, 2007), que fueron diseñados por el grupo de administración de combustible del ININ, el tercer código utilizado fue el SIMULATE3 (Dean, 2005), éste último es el que simula las diferentes configuraciones obtenidas con los dos primeros códigos. A continuación, explicaremos las diferentes estrategias que se trabajaron.

Estrategia 1: Ciclos iguales durante toda la operación del reactor y los dos últimos como ciclos cortos.

Esta estrategia consiste en diseñar los últimos dos ciclos de operación con una misma longitud, tomando en cuenta que el último ciclo (41) es de menor longitud. Para esto se suma la cantidad de días utilizados en estos ciclos y posteriormente dividir dicha cantidad entre dos. La cantidad de ensambles que se introducen en cada recarga partiendo desde el ciclo 37 hasta el ciclo 41 se muestra en la Tabla 1.

Tabla 1. Ensamblados Frescos por Ciclo en la Estrategia 1.

No. de Ciclo	Numero de Ensamblados Frescos
37	132
38	132
39	132
40	92
41	88

En la Figura 19 se muestra de manera gráfica como los últimos dos ciclos son más cortos en comparación al resto.

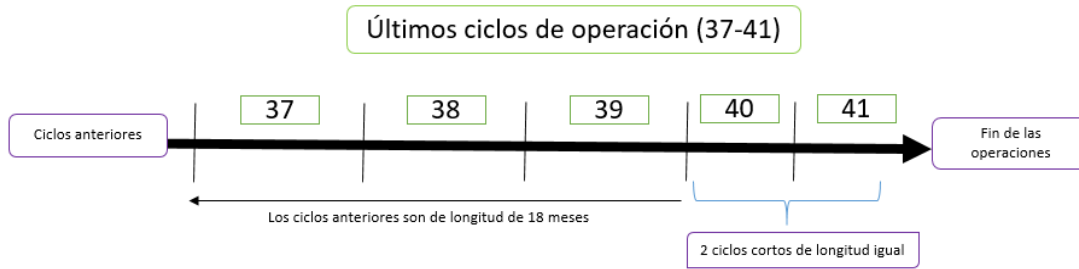


Figura 19. Primera estrategia de solución

Estrategia 2: Disminuir el número de ensambles utilizados en cada ciclo.

Esta estrategia consiste en ir disminuyendo el número de ensambles frescos que se utilizan en cada recarga, partiendo desde los últimos ciclos de operación (37 al 41), se inicia con un lote de 124 ensambles frescos de tal manera que esta cantidad va disminuyendo hasta llegar a 100 ensambles en el último ciclo, evitando así que se desechen una gran cantidad de ensambles con alta reactividad.

El número de ensambles que se introducen en cada recarga partiendo desde el ciclo 37 hasta el ciclo 41 se muestra en la Tabla 2

Tabla 2. Ensamblados Frescos por Ciclo en la Estrategia 2.

No. de Ciclo	Numero de Ensamblados Frescos
37	124
38	120
39	116
40	108
41	100

En la siguiente Figura se muestran los últimos 5 ciclos de operación, así como los ensambles frescos que se utilizan.

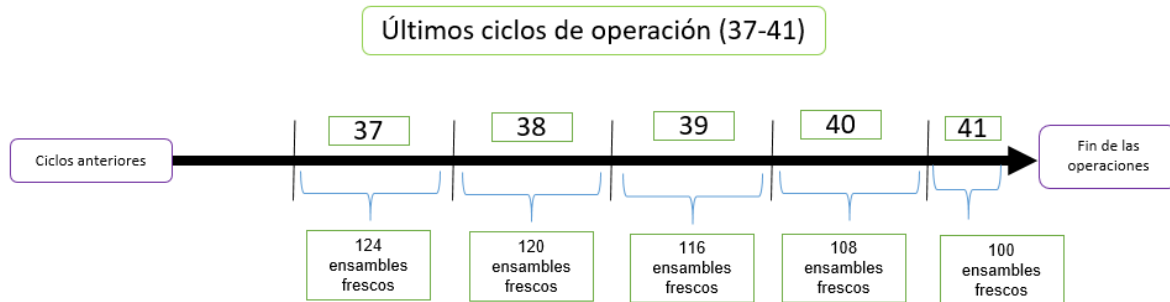


Figura 20. Segunda estrategia de solución

Estrategia 3: Aumentar el número de ensamblajes utilizados en cada ciclo.

Esta estrategia consiste en ir aumentando el número de ensamblajes frescos que se utilizan en cada recarga para poder eliminar el último ciclo de operación, se inicia con un lote de 140 ensamblajes frescos de tal manera que esta cantidad va aumentando hasta solo utilizar 132 ensamblajes en el último ciclo; gracias a que se usan más ensamblajes frescos, se debe otorgar más tiempo para que se quemen por lo cual los ciclos se vuelven más largos y se suprime completamente el último ciclo de operación (Lysell et al, 2000).

El número de ensamblajes que se introducen en cada recarga partiendo desde el ciclo 37 hasta el ciclo 40 se muestra en la Tabla 3:

Tabla 3. Descripción de datos sobre ensamblajes frescos por ciclo en la Estrategia 3

No. de Ciclo	Número de Ensamblajes Frescos
37	140
38	148
39	148
40	132

En la siguiente Figura se muestran los últimos 4 ciclos de operación, así como los ensamblajes frescos que se utilizan, podemos observar que cada ciclo es mayor debido a que se tienen más ensamblajes.

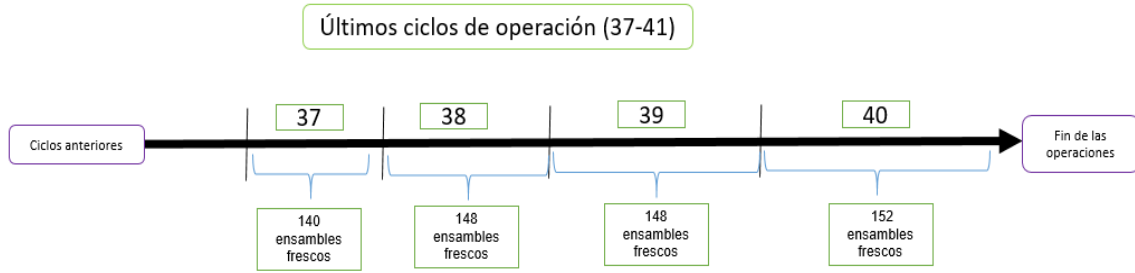


Figura 21. Tercera estrategia de solución

Estrategia 4: Diseñar los últimos ciclos de igual longitud. (Esta estrategia se divide en dos: Estrategia 4A y 4B)

En estas dos estrategias el objetivo es diseñar los últimos 5 ciclos de operación con la misma longitud, para poder hacerlo se tiene que tomar el tiempo total de estos ciclos y dividirlos entre 5, para que cada uno tenga la misma longitud, con la diferencia de que en cada parte (A y B) se usaron una cantidad diferente de ensamblajes frescos para cada ciclo.

La cantidad de ensamblajes que se introducen en cada recarga partiendo desde el ciclo 37 hasta el ciclo 41 se muestra en la Tabla 4.

Tabla 4. Ensamblajes Frescos por Ciclo en las Estrategias 4A y 4B.

No. de Ciclo	Numero de Ensamblajes Frescos (4A)	Numero de Ensamblajes Frescos (4B)
37	108	112
38	108	112
39	108	112
40	112	108
41	112	108

En las Figuras 22 y 23 podemos observar en forma esquemática que todos los ciclos son iguales y la cantidad de ensamblajes usados en cada ciclo.

Estrategia 4A

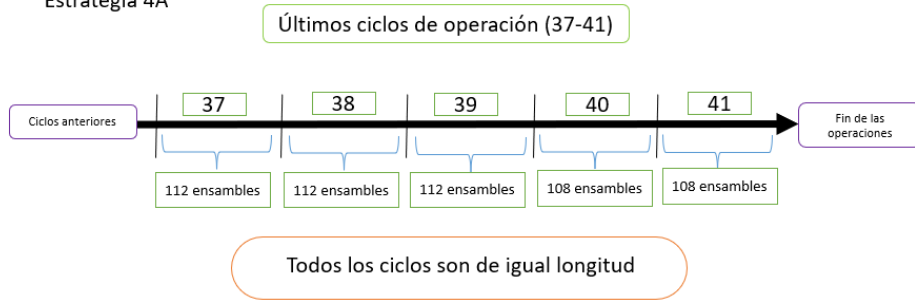


Figura 22. Cuarta estrategia A de solución

Estrategia 4B

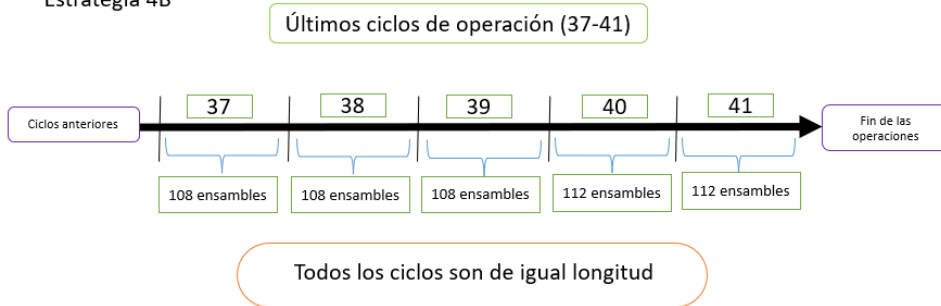


Figura 23. Cuarta estrategia B de solución

Capítulo 3

Metodología

En los capítulos 1 y 2 hemos visto la teoría sobre las ecuaciones de transporte y difusión de neutrones, también el análisis de un reactor nuclear del tipo BWR, así como el concepto de un ciclo de operación y lo más importante, se han explicado las estrategias de solución para los últimos ciclos de operación de un reactor de agua en ebullición (BWR, por sus siglas en inglés).

Ahora en esta sección nos vamos a centrar en los cálculos realizados para el análisis económico de dichas estrategias.

Para poder desarrollar la metodología que usamos en este capítulo y que nos servirá para poder hacer todos nuestros cálculos; primero debemos organizar la manera en que vamos a obtener nuestros datos, iniciaremos con el cálculo del volumen de todas las barras de un *notche* que nos permitirá calcular la masa total de un ensamble; si también pretendemos obtener el valor económico de las propuestas de solución, debemos de considerar los factores que intervienen, los cuales son: el costo del uranio natural, el costo del uranio enriquecido, el costo de la fabricación, el costo de la mano de obra, todo esto para estimar el costo total de los ensambles, teniendo toda esta información, calculamos el costo de cada una de las estrategias mencionadas anteriormente.

Comenzamos con el cálculo del peso de cada ensamble nuevo, que será colocado dentro del núcleo del reactor en cada recarga de combustible, para esto vamos a tomar como medida básica un *notche*, el cual mide 15.24 centímetros (6 pulgadas). Recordemos que se tienen 25 *notches* por ensamble y en cada *notche* habrá como máximo 92 secciones de barras de combustible. De igual manera, también sabemos que dentro de las barras están las pastillas de uranio, las cuales tienen aproximadamente un 1 centímetro de diámetro y 1 centímetro de altura. Con esto,

se pretende obtener el peso de cada *notche* de la siguiente manera, partiendo de la ecuación de densidad:

$$\rho = m/V \quad (3.1)$$

Donde:

ρ es la densidad

m es la masa

V es el volumen

De la ecuación (3.1) despejamos la masa para obtener

$$m = \rho \cdot V \quad (3.2)$$

Ahora bien, en la ecuación anterior está involucrado un volumen, que en nuestro caso se trata de una barra cilíndrica, por lo que necesitamos la siguiente ecuación:

$$V = a \cdot h \quad (3.3)$$

Donde

V es el volumen

a es el área de la base

h es la altura

Para calcular el volumen, primero debemos sustituir el valor de a por πr^2 que es el área de la base circular, de tal modo que la ecuación (3.3) se reescribe como:

$$V = \pi r^2 \cdot h \quad (3.4)$$

En la ecuación anterior r es el radio de la base cilíndrica que tenemos.

Ahora sustituyendo (3.4) en (3.2) se obtiene:

$$m = \rho \cdot \pi r^2 \cdot h \quad (3.5)$$

Con la ecuación anterior obtenemos el valor de la masa de los segmentos de barras de un *notche* y si conocemos el número de segmentos que hay dentro de los *notches*

seleccionados (al usar el término segmentos nos referimos a que un *notche* solo contiene un pedazo de la barra (ver Figura 24), lo que hacemos es, multiplicar el resultado obtenido en la ecuación 3.5 por el número de pedazos de barras que hay en el interior del *notche*, de ese modo se puede obtener la masa en kg de éste. La ecuación siguiente nos ayudará a verlo de una manera más clara.

$$M_{not} = NumB \cdot m \quad (3.6)$$

Donde:

M_{not} es el número de segmentos de barras que hay por *notche*

m es la masa total del *notche*

$NumB$ es la masa de las barras dentro del *notche*

Este procedimiento se va a repetir para cada uno de los *notches* del ensamble, pues el valor de la densidad de las pastillas de uranio es el mismo con la excepción de las pastillas que contengan gadolinia.

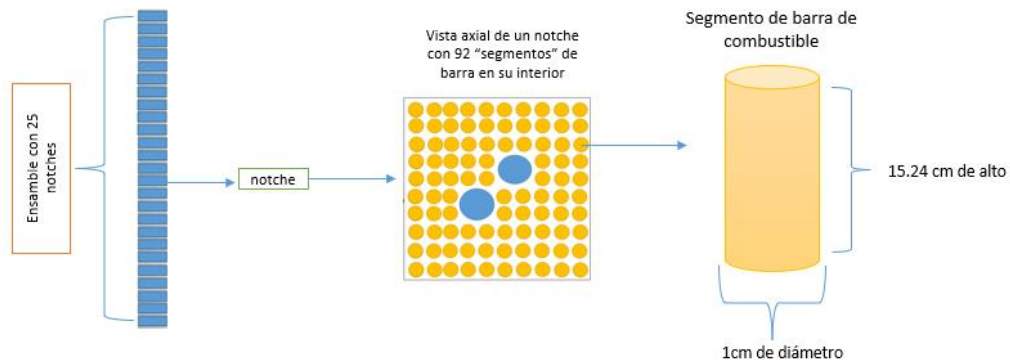


Figura 24. Segmento de barra de combustible

Teniendo la información descrita en los párrafos anteriores, se procede a calcular el enriquecimiento promedio del ensamble, para calcularlo se obtiene primero el enriquecimiento correspondiente para cada *notche*, después estos resultados se van

sumando y la cantidad resultante se divide entre la cantidad total de segmentos de barras que hay en todos los *notches*, lo cual se representa en la ecuación (3.7).

$$SumEnq = \sum_1^n \text{enriquecimientos de los segmentos de barra} \quad (3.7)$$

Y la ecuación (3.8) que usa el resultado de la ecuación (3.7) para poder obtener el porcentaje de enriquecimiento del ensamble

$$\frac{SumENq}{Numnot} = \%erqensamble \quad (3.8)$$

Donde:

sumEnq es el valor de sumar todos los enriquecimientos de los segmentos de barra.

Numnot es el número de segmentos barras que hay en todos los *notches*

%erqensamble Es el enriquecimiento promedio del ensamble.

Hasta este momento hemos presentado como obtener la masa y el enriquecimiento promedio por ensamble, lo cual nos resultará vital para la siguiente parte de nuestros cálculos.

Hemos obtenido algunas de las variables necesarias para poder calcular el costo de un ensamble, pero aun nos hacen falta otros valores, los cuales analizaremos a continuación. Si tomamos la información proporcionada en el reporte técnico de la IAEA (Bernan et al, 2020) en particular la sección 4.4 y en la tesis (López, 2024), tenemos las herramientas necesarias para calcular el costo del ensamble. También se hace hincapié que para facilitar estos cálculos se empleó un código de programación en lenguaje Python3 (ver apéndice), que permite la manipulación de los archivos que entrega el código SIMULATE3 (Dean et al, 2005) y entrega los resultados en una forma más amigable.

Para obtener el costo del ensamble se debe tomar en cuenta los siguientes elementos:

1. Su refinación
2. Enriquecimiento

3. Fabricación
4. Mano de obra involucrada.

Para estos elementos se requiere el enriquecimiento y la masa del ensamble, que ya calculamos previamente.

Empezamos por calcular la cantidad de uranio que se necesita en bruto para obtener 1 kg de uranio enriquecido, para lo cual se utiliza la siguiente ecuación:

$$C.U = \frac{x_d - x_{dm}}{x_t - x_{dm}} V \quad (3.9)$$

Donde:

$C.U$ es la cantidad de uranio necesaria para obtener 1 kg de uranio enriquecido

x_d es el enriquecimiento promedio del ensamble

x_t es la concentración de ^{235}U en el uranio natural

x_{dm} es el valor de las colas de uranio empobrecido

V es el factor de pérdida

Conociendo este resultado se procede con el cálculo de las unidades de trabajo separativo (U.T.S.), cuya ecuación es:

$$U.T.S = \frac{U.T}{M_d} = V(x_d) + m_{dm}V(x_{dm}) - m_tV(x_t) \quad (3.10)$$

Donde:

$U.T.S$ son las unidades de trabajo separativo.

x_d es el enriquecimiento promedio del ensamble.

x_t es el valor del enriquecimiento uranio natural

x_{dm} es el valor de las colas de uranio empobrecido

V es el factor de pérdida

m_{dm} son los residuos de uranio empobrecido respecto a 1 kg de uranio enriquecido.

m_t es la masa de uranio natural usada para fabricar 1 kg de uranio enriquecido.

Además $V(x_i)$ se define como

$$V(x_i) = (1 - 2e_i) \ln\left(\frac{1-e_i}{e_i}\right) \quad (3.11)$$

Continuando con el desarrollo, empleamos la ecuación (3.12) con el propósito de obtener los valores correspondientes a cada variable que en la ecuación (3.11) se utilizan, una vez hecho esto, se obtiene la ecuación (3.13)

$$U.T.S = [(1 - 2x_d) \ln\left(\frac{1-x_d}{x_d}\right)] + \left[\frac{x_d-x_t}{x_t+x_{dm}} (1 - 2x_{dm}) \ln\left(\frac{1-x_{dm}}{x_{dm}}\right)\right] - \left[\frac{x_d-x_{dm}}{x_t+x_{dm}} (1 - 2x_t) \ln\left(\frac{1-x_t}{x_t}\right)\right] \quad (3.12)$$

Si se hacen los cálculos por cada parte de la ecuación para que el resultado sea más claro:

$$[(1 - 2x_d) \ln\left(\frac{1-x_d}{x_d}\right)] , \left[\frac{x_d-x_t}{x_t+x_{dm}} (1 - 2x_{dm}) \ln\left(\frac{1-x_{dm}}{x_{dm}}\right)\right] \text{ y } \left[\frac{x_d-x_{dm}}{x_t+x_{dm}} (1 - 2x_t) \ln\left(\frac{1-x_t}{x_t}\right)\right] \quad (3.13)$$

Finalmente, para calcular el costo de 1 kg de ensamble se tiene lo siguiente:

$$C.T_f = m_t c_t + m_t c_k + U.T.E c_{swu} + c_f m_d \quad (3.14)$$

Donde:

$C.T_f$ es el costo para 1 kg de ensamble

m_t es la masa de uranio natural usada para fabricar 1 kg de uranio enriquecido.

$U.T.E$ son las unidades de trabajo separativo

c_t es el costo del uranio natural

m_d es el valor de 1 kg de uranio

c_k es el valor de costo de la conversión

Ahora conociendo el valor de $C.T_f$ que es el costo por kilogramo de ensamble, para obtener el costo total de un ensamble vamos a emplear la ecuación siguiente:

$$\text{Costo del ensamble} = C.T_f \cdot C.K \quad (3.15)$$

Donde:

$C.T_f$ es el costo para 1 kg de ensamble

$C.K$ es la cantidad de kilogramos que tiene un ensamble.

Con todo lo anterior, para estimar el costo económico de cada estrategia, vamos a proceder de la siguiente manera:

Primero tomamos el costo del ensamble y lo vamos a multiplicar por la cantidad de ensambles usados en cada ciclo, en seguida, se multiplica este resultado por el número de ciclos de operación en cada estrategia, como se muestra a continuación

$$\text{Costo ensamble} * \text{Num de ensambles} = \text{Costo por ciclo operacion} \quad (3.16)$$

$$\text{Costo por ciclo operacion} * \text{NumCiclos de cada operacion} = \text{Costo de la estrategia} \quad (3.17)$$

Donde:

Num de ensambles es el número de ensambles frescos por cada ciclo.

Costo ensamble es el costo en dólares de un solo ensamble

$\text{Costo por ciclo operacion}$ es el valor total en dólares que tiene un ciclo de operación,

$\text{NumCiclos de cada operacion}$ es la cantidad de ciclos de operación que tiene la estrategia que se analiza

$\text{Costo de la estrategia}$ es el costo en dólares final de la estrategia.

Ya que se ha explicado la forma en la que se obtiene el costo de una estrategia, vamos a centrarnos en otra parte importante del estudio, que es el Quemado a la descarga.

El quemado a la descarga se puede definir como la relación entre la energía obtenida en un ensamble y la masa inicial de uranio que tiene. En una forma más coloquial, se puede decir que el quemado a la descarga es la energía “desperdiciada” de un ensamble, considerando el valor límite de quemado que tiene, donde dicho valor se establece por cuestiones de seguridad. Es importante recordar

que todos los cálculos se realizan mediante el uso de los sistemas Quinalli y OCOTH, así como con el código SIMULATE3 (ver Capítulo 2)

La metodología seguida para calcular el quemado a la descarga de cada una de las estrategias planteadas es la siguiente:

Paso 1) Se determina la cantidad de ensambles que se remplazan por ensambles frescos en cada ciclo. En este caso se establece el valor de 55,000 MWd/TU como la cantidad máxima de energía que puede tener un ensamble desechado.

Paso 2) Se obtiene la cantidad de energía restante en los ensambles, restando el valor límite con el del ensamble analizado.

Paso 3) Se suman los valores de los quemados de los ensambles desechados de todo el ciclo.

Paso 4) Se calcula el valor límite de la energía de todos los ensambles desechados, tomando en cuenta el valor límite y el número de ensambles desechados.

Paso 5) Finalmente se calcula el porcentaje de energía “sobrante” con los valores previamente calculados, considerando el total de ensambles desechados.

Capítulo 4

Análisis económico

En el capítulo anterior vimos la metodología que se requiere para calcular el costo económico de las diferentes estrategias, en el diseño de las recargas para los últimos ciclos de operación de un reactor BWR, ahora, en este capítulo se muestran los resultados obtenidos al aplicar dicha metodología, de igual manera se mostrarán los resultados sobre el análisis del quemado a la descarga que se hizo.

Empezamos esta sección retomando la figura 10A del capítulo 2 la cual nos muestra la composición de cada una de las partes que conforman un ensamble; esto es importante porque vamos a empezar nuestros cálculos desde un *notche* hasta llegar al ensamble completo. Ahora si hacemos un corte axial en una celda, como se ve en la figura 10b (capítulo 2), se puede observar el arreglo de las barras las cuales tienen un enriquecimiento de uranio distinto.

Dicho lo anterior, vamos a iniciar con el cálculo de la masa para un segmento de barra (ver capítulo 3) y posteriormente obtener la masa total de un *notche*, para este procedimiento se utilizó la ecuación (3.5) y asignamos los siguientes valores a las variables que se utilizan:

$$r = 0.5 \text{ (radio de un segmento de barra en un notche)}$$

$$h = 15.24 \text{ (altura del segmento de barra en cada notche)}$$

Dicho esto, entonces podemos empezar a obtener el peso total de nuestro ensamble en kilogramos. Si recordamos el concepto de segmento de barra explicada en el capítulo anterior y la Figura 24, con dichos segmentos iniciaremos nuestros cálculos.

En la Tabla 5 se muestra cómo se acomodaron los datos obtenidos para las masas de los segmentos de barra dentro de un solo *notche*, esto se repetirá para los demás *notches* y de esta manera se conoce la masa de cada uno de ellos.

Tabla 5. Masa en kilogramos para los 92 segmentos de barra dentro de un *notche*

Cantidad de segmentos de barra	Enriquecimiento	Densidad	Masa en kg
3	2	10.50324	0.279 kg
7	2.8	10.50324	0.651 kg
12	3.6	10.50324	1.116 kg
21	3.95	10.50324	1.950 kg
10	4.4	10.50324	0.930 kg
25	4.9	10.50324	2.320 kg
9	4.18	10.34013	0.820 kg
		Total	8.533 kg

Con la información mostrada en la tabla 3 ahora podemos obtener el valor del peso total de un *notche*, este se obtiene al sumar los valores de las masas de todos los segmentos de barra en su interior; si recordamos la información proporcionada en el capítulo 2 existen diferentes tipos de barras (completas, cortas, huecas), por lo que no siempre se tienen 92 segmentos de barra en todos los *notches*.

El procedimiento descrito anteriormente se repite para los 25 *notches*, considerando el número de segmentos de barra que haya en cada uno, de esta manera, en la tabla 6 se muestra el valor de la masa de cada *notche*, bajo las siguientes consideraciones, en la primera columna aparece el número de *notches* que tienen el mismo número de segmentos de barra, en la segunda columna se muestra la cantidad de barras que tiene el grupo de *notches* analizado y finalmente, en la tercera columna aparece el peso que tiene cada uno de los *notches* en kilogramos. En la última fila de la tabla aparece el peso del uranio del ensamble completo.

Tabla 6. Peso de los segmentos de barra por *notche*

<i>Notches</i>	Cantidad de barras en cada <i>notche</i>	Masa en kg
1-14	92	8.533 kg
15-24	78	7.231 kg
25	64	6.049 kg
Total		183.230 kg

Es importante mencionar que en la tabla 4 los valores correspondientes a los *notches* 1 y 25 no se van a considerar para el cálculo del peso total, debido a que el combustible que se utiliza para estos es uranio natural, por lo que no existe un costo asociado. Con esto y sabiendo el peso total de un ensamble, el siguiente paso es calcular su enriquecimiento promedio.

Para obtener el enriquecimiento promedio del ensamble, utilizaremos la información contenida en la tabla 7 y que corresponde a un *notche* con 92 segmentos de barra. Dicha tabla está organizada de la siguiente manera: en la primera columna se muestra la cantidad de barras que hay con cierto tipo de enriquecimiento, en la segunda columna se coloca el enriquecimiento que tienen los segmentos de barra y, en la tercera columna el resultado de multiplicar el enriquecimiento de los segmentos por la cantidad que hay. Es importante aclarar que para los cálculos de los otros *notches* se debe tomar en cuenta el número de segmentos de barra que se tienen.

Tabla 7. Enriquecimiento de los segmentos de barra dentro de un *notche*

Cantidad de barras	Enriquecimiento	Total de enriquecimiento de la barra
3	2	6
7	2.8	19.6
0	3.2	0
12	3.6	43.2
21	3.95	82.95
10	4.4	44
25	4.9	122.5
9	4.4	37.62
5	4.4	20.68

Para proceder a estimar el enriquecimiento promedio del ensamble, se necesita conocer el enriquecimiento para cada *notche*, sumar estos resultados y finalmente el resultado se divide entre la cantidad total de segmentos de barra que hay en todos los *notches*.

Para entenderlo de una mejor manera en la Tabla 8 se tiene lo siguiente: la primera columna contiene el número del *notche* (1 a 25) y con la consideración de que los *notches* que tienen el mismo número de segmentos de barra se agruparon, en la segunda columna se encuentra el número de segmentos de barras que hay en cada *notche* y finalmente, en la tercera columna aparece la suma de todos los

enriquecimientos de los segmentos dentro del *notche*. En la última fila aparecen los resultados de la suma de las columnas 2 y 3.

Tabla 8. Enriquecimiento promedio del ensamble

<i>Notche</i>	Cantidad de Barras	Enriquecimiento
1	92	65.412
2-14	92	376.55
15-24	78	311.3
25	64	45.504
Total	2132	8119.066

Para llegar al resultado final, en la última fila se tienen los valores que corresponden a la suma total de los enriquecimientos y la cantidad total de segmentos de barra dentro del ensamble; posteriormente, dividimos ambos resultados obteniendo 3.8081923 como el enriquecimiento promedio del ensamble

Hasta el momento hemos obtenido el peso del ensamble y el enriquecimiento promedio del mismo, esto es necesario para continuar con los cálculos siguiendo la metodología del capítulo 3, cuyo fin es obtener el costo de un ensamble de combustible nuclear.

Para determinar el costo de un ensamble se realizan los siguientes pasos:

Paso 1) Primero se debe conocer la cantidad necesaria de uranio natural para obtener un kilogramo de uranio enriquecido, lo cual se obtiene si empleamos la ecuación (3.9) y se sustituyen los valores para el uranio natural (x_a), el porcentaje de uranio enriquecido (x_t) y el valor de las colas de uranio (x_{dm}). Es importante resaltar que los valores de estas variables se tomaron de la referencia (López, 2024)

$$C.U = \frac{.003808192-0.0025}{0.00711-0.0025} * 1.2 = 7.8727899 \text{ kg}$$

Es decir, se necesitan 7.8727899 kg de uranio natural para poder fabricar 1kg de uranio enriquecido. Es importante aclarar que es bien sabido que el uranio enriquecido tiene un costo dependiendo del porcentaje de enriquecimiento que se requiera, y en este caso se trata de un valor promediado.

Paso 2) El paso siguiente es el cálculo de las unidades de trabajo separativo (U.T.E), para esto vamos a emplear las ecuaciones 3.11, 3.12 y 3.13 del capítulo 3. Si sustituimos las variables por los valores que ya conocemos ($V(x_a)$, $m_{dm}V(x_{dm})$, y $m_tV(x_t)$), que ya se explicaron el capítulo 3 y obtenidos de (Bernan,2016), el resultado es el siguiente

$$U.T.S = 2.98180761 + 40.0937503 - 37.6279454$$

$$U.T.S = 5.4476125$$

Una vez que se calculó el valor para las unidades de trabajo separativo y la cantidad de masa de uranio natural empleada para obtener 1kg de uranio enriquecido, ya es posible hacer el cálculo del costo de un “kilogramo de ensamble”.

El concepto kilogramo de ensamble significa lo que costaría fabricar dicha cantidad de un ensamble, si esto fuera posible, debe entenderse que no es real puesto que simplemente es un cálculo que se realiza para obtener el costo del ensamble completo. La tabla 9 contiene la información de los valores asignados a las variables de la ecuación (3.12), los cuales se tomaron de la referencia (Rowman, 2011).

Tabla 9. Valores de las variables de la ecuación 3.12

Variable	Valor
mt	65
ct	7.87278924
ck	135
U.T.S	5.43833254
C.U.T.S	85
cf	334
md	1

Para el costo de fabricación del ensamble utilizamos la ecuación (3.12), sustituimos las variables por los valores respectivos (ver tabla 9), donde m_t es la masa de uranio natural usada para fabricar 1 kg de uranio enriquecido, c_f es el valor del costo para 1 kg de uranio enriquecido y md es el valor de 1 kg de uranio, estos valores se tomaron de la referencia (Bernan, 2016).

$$C.T_f = (65)(7.87278924) + (65)(135) + (5.43833254)(7.8727899) + (334)(1) = 2,370.81611$$

El resultado anterior que representa el costo para 1 kg de ensamble, ahora se multiplica por la cantidad de kilogramos que tiene un ensamble y con esto se tiene que el costo total de éste que sería de \$ 434,411.028 dólares.

Conociendo el costo de un ensamble, el siguiente paso es calcular el costo total para las diferentes estrategias de solución que se tienen, el cual dependerá del número de ensambles utilizados durante los ciclos analizados.

Al inicio de esta tesis hemos mencionado que se trabajaron 6 propuestas de solución para los últimos ciclos de operación de un reactor BWR, ahora que ya conocemos el costo de un ensamble nuevo, podemos proceder al cálculo del costo de una recarga, solo considerando dichos ensambles y por ende el costo para cada una de las estrategias de solución.

En las tablas 10-14 encontramos la siguiente información: el ciclo de operación (1a. columna), la cantidad de ensambles frescos empleados en cada ciclo de operación (2a. columna) y finalmente, el resultado de multiplicar la cantidad de ensambles por el precio de este que no es otra cosa que el costo de los ensambles frescos usados para cada ciclo (3a columna). En la última fila se coloca el costo final, obtenido de sumar todos los valores de la tercera columna, esto representa el costo total de la estrategia.

Iniciamos con la primera estrategia:

Tabla 10. Costo de la Estrategia 1

ciclo	Cantidad de ensambles frescos	Costo total en dólares
37	132	\$ 57,342,255.7
38	132	\$ 57,342,255.7
39	132	\$ 57,342,255.7
40	92	\$ 39,965,814.6
41	88	\$ 38,228,170.5
		\$ 307,563,008.00

Tabla 11. Costo de la Estrategia 2

ciclo	Cantidad de ensambles frescos	Costo total en dólares
37	124	53,866,967.47
38	120	52,129,323.36
39	116	50,391,679.25
40	108	46,916,391.02
41	100	43,441,102.8
		\$ 304,087,719.60

Tabla 12. Costo de la Estrategia 3

ciclo	Cantidad de ensambles frescos	Costo total en dólares
37	140	\$ 60,817,543.9
38	148	\$ 64,292,832.1
39	148	\$ 64,292,832.1
40	132	\$ 57,342,255.7
		\$ 304,087,720.00

Tabla 13. Costo de la Estrategia 4A

ciclo	Cantidad de ensamblados frescos	Costo total en dólares
37	112	\$ 48,654,035.1
38	112	\$ 48,654,035.1
39	112	\$ 48,654,035.1
40	108	\$ 46,916,391.0
41	108	\$ 46,916,391.0
		\$ 297,137,143.00

Tabla 14. Costo de la Estrategia 4B

ciclo	Cantidad de ensamblados frescos	Costo total
37	108	\$ 46,916,391.0
38	108	\$ 46,916,391.0
39	108	\$ 46,916,391.0
40	112	\$ 48,654,035.1
41	112	\$ 48,654,035.1
		\$ 295,399,499.00

Con a la información de las tablas anteriores, podemos hacer la comparación, desde el punto de vista económico, de las diferentes estrategias de solución que se tienen. En la Tabla 15 se incluye el resumen de todas las tablas anteriores.

Tabla 15. Costos por estrategia

Estrategia de solución	Costo en Dólares
Estrategia 1	\$307,563,008.00
Estrategia 2	\$ 304,087,719.60
Estrategia 3	\$ 304,087,720.00
Estrategia 4A	\$ 297,137,143.00
Estrategia 4B	\$ 295,399,499.00

Al observar la información que aparece en la tabla 15 concluimos que la mejor estrategia es la Estrategia 4B con un costo de \$295,399,499.00 dólares, mientras que la estrategia 1 resulta la menos conveniente porque tiene el mayor de todos los costos siendo de \$307,563,008.00 dólares.

Quemado a la descarga

Recordemos que el quemado a la descarga se puede definir como la cantidad de energía sobrante en los ensamblados extraídos en cada ciclo de operación, tomando en cuenta un límite máximo de quemado para los ensamblados de 55,000 MWd/TU.

Con la explicación anterior, si tomamos el primer ejemplo de la estrategia 1, en la tabla 16 se muestran los resultados del quemado a la descarga de dicho ejemplo y agrupando los ensambles como ya se dijo. Es necesario aclarar que la tabla contiene todos los ensambles que se utilizaron en los ciclos analizados y que en algún momento salieron del núcleo. Debido a que la cantidad de información es mucha, se decidió dividir la tabla en 3 partes iguales, así en las columnas 1, 3 y 5 aparece la cantidad de ensambles que se agrupan, ya sea 8 o 4 dependiendo de si están en la diagonal o fuera de ella; y en las columnas 2, 4 y 6 incluye la energía sobrante de dichos ensambles al final de los ciclos considerados. Al final se suman todos los valores de la energía sobrante de la tabla.

Es importante resaltar que se tienen cinco ejemplos diferentes para cada estrategia, sin embargo, solo se coloca un ejemplo dado la gran cantidad de datos que se generan.

Tabla 16. Quemado a la descarga, Estrategia 1, ejemplo 1.

Cantidad de ensambles	Energía sobrante en MWd/TU	Cantidad de ensambles	Energía sobrante en MWd/TU	Cantidad de ensambles	Energía sobrante en MWd/TU
8	57.44	8	108.304	8	110.936
8	70.664	8	109.432	8	113.432
8	74.232	8	112.712	8	114.112
8	86.808	8	113.288	8	114.56
8	102.44	8	50.88	8	116.008
4	52.072	8	52.496	8	136.88
4	21.62	8	88.696	4	75.512
8	81.408	8	89.36	4	78.048
4	41.724	8	90.816	8	160.616
8	85.552	8	91.576	8	160.808
8	96.176	8	97.848	8	163.048
8	104.208	4	50.784	8	164.448
8	105.576	8	104.488	4	83.324
8	107.424	8	107.152	8	167.304
8	167.392	8	278.808	8	360.272
8	173.464	8	287.136	8	360.312
8	176.072	8	289.008	8	361.552
4	91.316	8	294.256	4	181.136
4	94.48	8	294.584	8	369.312
8	189.296	8	295.176	8	372.856
8	189.424	8	295.416	8	379.288
8	191.072	8	295.496	8	381.488
8	199.136	8	301.008	8	360.272
8	209.472	8	304.256	8	360.312
8	213.8	4	179.32	8	361.552
8	228.28	8	358.72	4	181.136
8	275.288	8	359.76	8	369.312
4	139.228	8	360.176	8	372.856

Una vez que se conocen los valores de la energía desechada de los ensambles para un ejemplo de una estrategia, entonces se hace el cálculo para obtener el porcentaje de energía desperdiciada para dicho ejemplo:

$$\% \text{ de energía restante} = \frac{\text{total de quemado por estrategia}}{\text{valor límite total}} \times 100$$

Sustituyendo los valores respectivos, tenemos lo siguiente:

$$\% \text{ de energía restante} = \left(\frac{13611268}{31680000} \right) \cdot (100)$$

$$\% \text{ de energía restante} = 4.2964861$$

El procedimiento anterior se repite para cada uno de los ejemplos de las diferentes estrategias analizadas, por lo que en las tablas 17 a 21 se presentan los resultados finales de la energía sobrante en cada uno de los ejemplos realizados en todas las estrategias de solución; en la primera columna se coloca el ejemplo que se analiza, la segunda columna muestra el número de ensambles frescos empleados en ese ejemplo y en la última columna, se incluye la energía sobrante de dicho ejemplo.

Tabla 17. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 1

Ejemplo Analizado	Energía restante en MWd/TU	Porcentaje de energía sobrante
Ejemplo 1	13,611,268	4.29%
Ejemplo 2	13,611,356	4.29%
Ejemplo 3	13,610,568	4.29%
Ejemplo 4	13,944,528	4.40%
Ejemplo 5	13,611,376	4.29%

Tabla 18. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 2

Ejemplo Analizado	Energía restante en MWd/TU	Porcentaje de energía sobrante
Ejemplo 1	13,387,440	4.28%
Ejemplo 2	13,241,224	4.23%
Ejemplo 3	13,311,680	4.26%
Ejemplo 4	13,306,312	4.25%
Ejemplo 5	13,285,836	4.25%

Tabla 19. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 3

Ejemplo Analizado	Energía restante en MWd/TU	Porcentaje de energía sobrante
Ejemplo 1	16,102,028	5.15%
Ejemplo 2	16,222,556	5.19%
Ejemplo 3	16,127,140	5.16%
Ejemplo 4	16,146,332	5.16%
Ejemplo 5	16,150,068	5.16%

Tabla 20. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 4A

Ejemplo Analizado	Energía restante en MWd/TU	Porcentaje de energía sobrante
Ejemplo 1	12,464,280	4.10%
Ejemplo 2	12,751,392	4.20%
Ejemplo 3	12,385,260	4.07%
Ejemplo 4	12,390,480	4.08%
Ejemplo 5	12,374,320	3.93%

Tabla 21. Energía total restante en los 5 ejemplos de la estrategia 4B

Ejemplo Analizado	Energía restante en MWd/TU	Porcentaje de energía sobrante
Ejemplo 1	12,356,344	4.09%
Ejemplo 2	12,297,964	4.08%
Ejemplo 3	12,355,216	4.09%
Ejemplo 4	12,370,344	4.10%
Ejemplo 5	12,427,192	4.12%

Con los datos de las tablas anteriores ya conocemos el total de porcentaje sobrante en cada estrategia de solución.

En la tabla 22 se muestra en la primera columna la estrategia analizada, posteriormente el número de ensamblados frescos utilizados en dicha estrategia y finalmente, en la tercera columna el promedio del porcentaje desperdiciado de los 5 ejemplos de la estrategia.

Tabla 22. Promedios del porcentaje de quemado a la descarga de cada estrategia

Estrategia de solución	Total de ensambles utilizados	Promedio del porcentaje del quemado a la descarga
Estrategia 1	576 ensambles	4.31%
Estrategia 2	568 ensambles	4.25%
Estrategia 3	568 ensambles	5.16%
Estrategia 4A	552 ensambles	4.07%
Estrategia 4B	548 ensambles	4.09%

Al analizar la información de la tabla 22 que contiene los promedios de los porcentajes de cada estrategia, podemos deducir que la estrategia 4B es la mejor opción en comparación con todas las demás estrategias porque tiene el menor porcentaje de energía desechada, la estrategia 4A es la segunda que tiene el menor porcentaje de energía. En el mismo orden de ideas, la Estrategia 1 es la menos viable al considerar el quemado a la descarga debido a que tienen el mayor porcentaje de energía desechada.

Hemos visto los costos en dólares que tiene cada estrategia, el quemado a la descarga de éstas, la cantidad de ensambles frescos usados en cada una y por ello se puede determinar que la Estrategia 4B es la mejor porque siguiendo los criterios ya mencionados, tiene los valores más bajos en costo y quemado a la descarga en comparación de las demás. En el capítulo 5 se hará un análisis más detallado de esto y las conclusiones a las que llegamos.

Capítulo 5

Conclusiones

Hemos realizado las estimaciones económicas y el análisis del quemado a la descarga de las diferentes estrategias de solución para los últimos ciclos de operación de un reactor BWR, por lo cual si recordamos que la vida útil de un reactor es en promedio entre 40-60 años y ese tiempo se divide en periodos de igual duración, llamados ciclos de operación, y sabemos que en cada ciclo de operación se emplean cierta cantidad de ensambles frescos para poder tener un óptimo funcionamiento, entonces con esto podemos generar nuestra primera conclusión la cual parte de hacer la comparativa de cuantos ensambles frescos se utilizan en cada una de las estrategias de solución.

Considerando la cantidad de ensambles frescos usados en cada estrategia, en la tabla 23 se coloca esta información.

Tabla 23. Ensamblados frescos empleados de cada estrategia.

Estrategia de solución	Ensamblados frescos
Estrategia 1	576
Estrategia 2	568
Estrategia 3	568
Estrategia 4A	552
Estrategia 4B	548

Con los datos que aparecen en la tabla 23 es fácil observar que la estrategia de solución 4B es la más conveniente considerando que se usan menos ensambles con respecto a las demás, lo que conlleva a una menor inversión económica.

Para la segunda conclusión vamos a considerar la cantidad de energía restante de los ensambles desechados en cada estrategia de solución.

La Tabla 24 contiene los datos del total de ensambles desechados por estrategia y el porcentaje de energía sobrante.

Tabla 24. Comparativa de Energía sobrante por estrategia.

Estrategia de solución	Porcentaje (%) de energía sobrante
Estrategia 1	4.31%
Estrategia 2	4.25%
Estrategia 3	5.16%
Estrategia 4A	4.07%
Estrategia 4B	4.09%

Gracias a la información de la tabla 24 se puede observar el porcentaje de energía sobrante de todos los ensambles, por lo cual si hacemos una vez más la comparativa para decidir cuál es la mejor, podemos concluir que las estrategias 4B es la más recomendable porque tiene la menor cantidad de energía sobrante que el resto.

Tomando en cuenta las anteriores conclusiones, podemos formular nuestra conclusión general que consiste en que de las cinco estrategias propuestas por los investigadores del ININ, la 4B es la más viable porque cumple el requisito de ser la más barata en términos económicos, usa la menor cantidad de ensambles y tiene el menor porcentaje de energía sobrante en los ensambles desechados. Finalmente, la cantidad de energía que se genera en esta estrategia es bastante redituable en función de la inversión de dinero que se hace.

Sobre el resto de las estrategias podemos decir lo siguiente:

- La estrategia 4B tiene el porcentaje de energía sobrante más bajo, mientras que la estrategia 4A tiene el segundo menor porcentaje de energía sobrante.

- Las estrategias 2 y 3 tienen la misma cantidad de ensambles frescos utilizados.
- La estrategia 3 tiene el mayor porcentaje de energía sobrante.
- La estrategia 1 es la menos conveniente porque tiene los valores más altos en lo referente al costo, esto por el número de ensambles empleados.

Gestión Energética Nacional

El futuro de la energía nuclear en México es a grandes rasgos bastante prometedor, puesto que la política actual promete impulsar el desarrollo energético a fin de lograr la sustentabilidad, la actual Presidenta de la nación espera promover programas que permitan seguir impulsando el plan México para la generación de más energía eléctrica, con el objetivo también de promover el uso de energías no contaminantes, la energía nuclear se perfila como una buena opción para conseguir una mayor producción energética aceptable, sin embargo aún está en proceso de desarrollo por lo que se habla la posibilidad a futuro de lograr más avances energéticos.

Eficiencia energética: análisis entrópico y termodinámico

Desde el punto de vista físico y de ingeniería obtener una excelente eficiencia energética en donde se pueda aprovechar la totalidad de la energía que se genera, es el objetivo de todas las maneras de producir energía eléctrica, continuar con los avances e investigaciones nos permitiría poder en un futuro lograr un uso completamente eficaz de la energía evitando lo más posible el “desperdicio” de la misma. En el ámbito nuclear, lograr aprovechar usar el máximo los combustibles empleados en los reactores permitiría generar mayor electricidad y posiblemente reducir los desechos radiactivos.

REFERENCIAS

- Bailly H., Ménessier D., Prunier C., (1999). "The nuclear fuel of pressurized water reactors and fast reactors. Design and behaviour".CEA.
- Bernan, Rowman & Littlefield (2020). Light Water Reactor Fuel Enrichment beyond the Five Per Cent Limit: Perspectives and Challenges. International Atomic Energy Agency (IAEAL 20-01332). Vienna.
- Bernan, Rowman & Littlefield (2020). Reload Design and Core Management in Operating Nuclear Power Plants. International Atomic Energy Agency (IAEA-TECDOC-1898). Vienna.
- Castillo A., Hernández J., Montes L., Ortiz J., Perusquia R. (2010). *Contribución del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares al Avance de la Ciencia y la Tecnología en México: Optimización del Uso de Combustible Nuclear en la Central Nuclear de Laguna Verde*. Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, 353-362.
- Castillo A., Hernández J., Montes L., Ortiz J., Perusquia R., Torres. M., (2008). *Axial design of nuclear fuel using path relinking; Diseño axial de combustible nuclear utilizando path relinking*, XIX Congreso Anual de la SNM, Mérida, Yuc. (México), 6-9.
- Castillo A., Esquivel J., Hernández J., Montes L., Ortiz J., Perusquia R.(2020). *Ciclo de Equilibrio para la Operación de un Reactor BWR Empleando Técnicas Heurísticas*, XXXI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, International Atomic Energy Agency, 1-3.
- Castillo A., Hernández J., Montes L, Ortiz J., Perusquia R. (2007). *A new system to fuel loading and control rod pattern optimization in Boiling Water Reactors*, *Nuclear Science and Engineering*, Volumen 157, p. 1-4.
- Castillo A., Hernández J., Ortiz J., Perusquia R. (2023). *Últimos ciclos de operación para un BWR con patrones de barras de control*. XXXIII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Veracruz, International Atomic Energy Agency, 1-3.
- Edsinger K., (2000). "A review of fuel degradation in BWR". Proceedings of the 2000 International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, Utah, USA.
- Hailing R. (1964). *Operational Strategy for Maintaining Optimum Power distribution Through Core Life*. Proc. ANS Topical Meeting: Nuclear Performance of Core Power Reactors (TID-7672). US Atomic energy Commission.
- IAEA. (2011). *Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5)*, IAEA Nuclear Security series No. 13, Vienna.
- IAEA. (2016). *Storage of Spent Nuclear Fuel, IAEA Safety Standards Series, Specific Safety Guide SSG-15 (rev.1)*. Vienna.
- Javier L., (2024). *Gestión de una recarga de combustible en equilibrio de 24 meses de operación en un reactor nuclear de agua en ebullición*, Tesis de Maestría. Universidad Nacional Autónoma de México, Facultad de Ingeniería.
- Kormilitsyn M. (2015) "Increasing the Fuel Enrichment for VVER as a Key Factor for Achieving a New Level of Technical and Economic Efficiency". IAEA Technical Meeting on Light Water Reactor Fuel Enrichment beyond the 5% Limit: Perspectives and Challenges. Vienna.

Lamarsh J. (2002). Introduction to Nuclear Reactor Theory (2° Edicion).American Nuclear Society, USA.

Lysell G., Grigoriev V., Efsing P. (2000). "*Axial splits in failed BWR fuel rods*". Proceedings of the 2000 International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, Utah, USA. 7-8

M. del Barrio, J. García, I. Vallejo, L. Puebla (2001). *Comportamiento del Combustible de Alto Quemado en Accidentes RIA y LOCA*. CIEMAT (ISSN: 1135-9420). España.

NuclearPower. (Septiembre 2024). *Neutron Diffusion Theory*. <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/reactor-physics/neutron-diffusion-theory/>.

Pavlovichev A. Kosourov E., Shcherenko A., Saprykin V., Lazarenko A., Aleshin S. (2013):. *Use of Erbium as Burnable Poison for VVER Reactors*. International Atomic Energy Agency Issue 4. Polonia. 272-279.

UxCompany. (Agosto 2024). *UraniumPrices*. https://www.uxc.com/p/data/uxc_AboutUraniumPrices.aspx.

Apéndice

```
1 import re
2 import math
3
4 def leer_parametros_input(nombre_archivo):
5     """Leer el archivo de entrada y extraer los nombres de los
6     archivos, la cantidad de pasos de quemado y los nuevos datos
7     para los c lculos."""
8     params = {}
9     with open(nombre_archivo, 'r') as file:
10         for line in file:
11             if '=' in line:
12                 key, value = line.strip().split("=", 1)
13                 params[key.strip()] = value.strip()
14     return (params['mstload_file'], params['burn_file'], int(params
15     ['burn_steps']), float(params['IN']), params['celda_file'],
16     float(params['radio']), float(params['edm']) / 100,
17     float(params['V']), float(params['ed']) / 100)
18
19 def extraer_datos_mstload(nombre_archivo):
20     """Extraer el contenido entre las etiquetas 'FUE.SER' y 'COM'
21     del archivo mstload, manteniendo el formato de las lneas."""
22     contenido = []
23     extraer = False
24     with open(nombre_archivo, 'r') as file:
25         for line in file:
26             if line.startswith("'FUE.SER'"):
27                 extraer = True
28             elif line.startswith("'COM'"):
29                 break
30             elif extraer:
31                 valores = re.findall(r'\b[A-Z0-9]{2,}\b', line)
32                 if valores:
33                     contenido.append(" ".join(valores))
34     return contenido
35
36 def extraer_datos_pasos_quemado_modificado(nombre_archivo, pasos):
37     """Extrae el contenido de los pasos de quemado especificados en
38     el archivo pbc_sal-mie1C37.out."""
39     contenido = []
40     total_pasos = pasos * 2 - 1
41     contador_pasos = 0
42     with open(nombre_archivo, 'r') as file:
43         for line in file:
44             if "quemado" in line.lower():
45                 contenido.append(line.strip())
46                 contador_pasos += 1
47                 if contador_pasos >= total_pasos:
48                     break
49     return contenido
50
51 def extraer_numero_ensambles_frescos(nombre_archivo):
52     """Extrae el valor num rico de la etiqueta 'FUE.NEW'."""
53     with open(nombre_archivo, 'r') as file:
54         for line in file:
55             if line.startswith("'FUE.NEW'"):
56                 numero = re.search(r'\b\d+\b', line)
```

```

51         return numero.group(0) if numero else None
52     return None
53
54 def extraer_celdas_fue_zon(nombre_archivo):
55     """Extrae los valores decimales entre las etiquetas 'FUE.ZON' y
56     'INC.FIL'."""
57     contenido = []
58     extraer = False
59     with open(nombre_archivo, 'r') as file:
60         for line in file:
61             if line.startswith("'FUE.ZON'"):
62                 extraer = True
63             elif line.startswith("'INC.FIL'"):
64                 break
65             elif extraer:
66                 valores = re.findall(r'\b\d+\.\d+\b', line)
67                 if valores:
68                     contenido.extend(map(float, valores))
69     return contenido
70
71 def calcular_medidas_celdas(celdas):
72     """Calcula la diferencia entre valores consecutivos y crea la
73     salida con el formato especificado."""
74     medidas = []
75     tipo = 87 # Empezar el tipo en 87 como en el ejemplo
76     letras = 'ABCDEFGHIJKLMNQRSTUUVWXYZ'
77
78     for i, valor in enumerate(celdas):
79         if i == 0:
80             diferencia = valor # Al primero se le resta 0
81         else:
82             diferencia = valor - celdas[i - 1]
83
84         etiqueta = f"Celda {letras[i % len(letras)]}"
85         medidas.append((etiqueta, diferencia, tipo))
86         tipo += 1
87
88     return medidas
89
90 def calcular_medidas_pulgadas_celdas(medidas_celdas,
91     factor_conversion):
92     """Convierte las medidas de celdas en cm a pulgadas usando el
93     factor de conversi n."""
94     medidas_pulgadas = []
95     for etiqueta, medida_cm, tipo in medidas_celdas:
96         medida_pulgadas = medida_cm / factor_conversion
97         medidas_pulgadas.append(f"{etiqueta}: {medida_pulgadas:.2f}
98         pulgadas del tipo {tipo}")
99     return medidas_pulgadas
100
101 def extraer_densidad_enriquecimiento(nombre_archivo='1123_1.inp'):
102     """Extrae la densidad y enriquecimiento de la l nea que
103     comienza con 'FUE' en el archivo."""
104     densidad, enriquecimiento = None, None
105     with open(nombre_archivo, 'r') as file:
106         for line in file:
107             if line.startswith("FUE"):

```

```

102         match = re.search(r'\bFUE\s+\d+\s+(\d+\.\d+)/(\d
+.\d+)', line)
103         if match:
104             densidad = float(match.group(1))
105             enriquecimiento = float(match.group(2)) / 100
106             break
107     if densidad is None or enriquecimiento is None:
108         raise ValueError("No se pudo extraer densidad o
enriquecimiento del archivo.")
109     return densidad, enriquecimiento
110
111 def calcular_volumen_y_masa_celda_A(medida_celda_A, radio, densidad
):
112     """Calcula el volumen de un cilindro y la masa del ensamblaje
"""
113     volumen_barra = math.pi * (radio ** 2) * medida_celda_A
114     masa_ensamble = volumen_barra * densidad * 92
115     return volumen_barra, masa_ensamble
116
117 def procesar_varias_celdas(archivos_entrada, radio, densidad):
118     """Procesar mltiples archivos de entrada y calcular
resultados etiquetados como celdas A-E."""
119     resultados = []
120     etiquetas = ["A", "B", "C", "D", "E"]
121
122     for i, archivo in enumerate(archivos_entrada):
123         try:
124             celdas = extraer_celdas_fue_zon(archivo)
125             medidas_celdas = calcular_medidas_celdas(celdas)
126             volumen_barra, masa_ensamble =
calcular_volumen_y_masa_celda_A(medidas_celdas[0][1], radio,
densidad)
127             resultados.append({
128                 "etiqueta": f"Celda {etiquetas[i]}",
129                 "archivo": archivo,
130                 "medidas_celdas": medidas_celdas,
131                 "volumen_barra": volumen_barra,
132                 "masa_ensamble": masa_ensamble,
133             })
134         except Exception as e:
135             print(f"Error procesando {archivo}: {e}")
136
137     return resultados
138
139 def crear_archivo_salida(mstload_data, quemado_data,
ensambles_frescos, resultados_celdas, nombre_salida="quemado1.
txt"):
140     """Escribir los datos extra dos en el archivo de salida."""
141     with open(nombre_salida, 'w') as file:
142         file.write("Identificadores de la recarga:\n")
143         file.write("\n".join(mstload_data))
144         file.write("\n\nLos valores de los pasos de quemado:\n")
145         file.write("\n".join(quemado_data))
146         file.write("\n\nN mero de Ensambls Frescos:\n")
147         file.write(ensambles_frescos if ensambles_frescos else "No
se encontr informaci n.")
148

```

```

149     for resultado in resultados_celdas:
150         file.write(f"\n\n{resultado['etiqueta']} ({resultado['
archivo']}):\n")
151         file.write(f"Volumen de la barra: {resultado['
volumen_barra']:.2f} cm \n")
152         file.write(f"Masa del ensamblaje: {resultado['
masa_ensamble']:.2f} g\n")
153
154 if __name__ == "__main__":
155     try:
156         # Leer los par metros de input.txt
157         mstload_file, burn_file, burn_steps, IN, celda_file, radio,
edm, V, ed = leer_parametros_input('input.txt')
158
159         # Archivos adicionales a procesar
160         archivos_celdas = ['1123_1.inp', '1124_1.inp', '1125_1.inp
', '1126_1.inp', '1127_1.inp']
161
162         # Extraer los datos de pasos de quemado
163         quemado_data = extraer_datos_pasos_quemado_modificado('
pbc_sal-mie1C37.out', burn_steps)
164
165         # Extraer datos del archivo mstload
166         mstload_data = extraer_datos_mstload(mstload_file)
167         ensambles_frescos = extraer_numero_ensambles_frescos(
mstload_file)
168
169         # Procesar todas las celdas
170         densidad, _ = extraer_densidad_enriquecimiento()
171         resultados_celdas = procesar_varias_celdas(archivos_celdas,
radio, densidad)
172
173         # Crear el archivo de salida
174         crear_archivo_salida(mstload_data, quemado_data,
ensambles_frescos, resultados_celdas)
175
176         print("El archivo 'quemado1.txt' ha sido creado
exitosamente.")
177     except Exception as e:
178         print(f"Hubo un error: {e}")

```