



MX0500307

XVI Congreso Anual de la SNM y XXIII Reunión Anual de la SMSR
XVI SNM Annual Meeting and XXIII SMSR Annual Meeting
Oaxaca, Oaxaca, México, Julio 10-13, 2005 / Oaxaca, Oaxaca, México, July 10-13, 2005

Desarrollo de una Metodología Simplificada para la Determinación Isotópica del Combustible Gastado en Reactores de Agua Ligera

Hermilo Hernández Noyola

Facultad de Ingeniería - UNAM

Circuito Interior, Ciudad Universitaria, México, D.F.

hermilo@lairn.fi-b.unam.mx

Juan Luis François Lacouture

Laboratorio de Análisis en Ingeniería de Reactores Nucleares.

Facultad de Ingeniería – UNAM.

Paseo Cuauhnáhuac 8532, Jiutepec, Mor.

jlfl@fi-b.unam.mx

Resumen

El presente trabajo presenta una metodología simplificada para cuantificar el contenido isotópico del combustible gastado de reactores de agua ligera; su aplicación es específica a la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde por medio de un ciclo de equilibrio de 18 meses. La metodología se divide en dos partes: la primera consiste en el desarrollo de un modelo de una celda simplificada, para la cuantificación isotópica del combustible irradiado. Con este modelo se simula el quemado a 48,000 MWD/TU del combustible en el núcleo del reactor, tomando como base un ensamble de combustible tipo 10x10 y utilizando un simulador bidimensional para una celda de combustible de un reactor de agua ligera (CPM-3). La segunda parte de la metodología se basa en la creación de un modelo de decaimiento isotópico a través un algoritmo en C++ (*decay*) para evaluar el monto, por decaimiento de los radionuclidos, después de haber sido irradiado el combustible hasta el tiempo en el cual se efectúa el reprocesamiento. Finalmente se presenta el método utilizado para la cuantificación de los kilogramos de uranio y plutonio obtenidos de una cantidad normalizada (1000 kg) de combustible irradiado en un reactor. Estos resultados permitirán posteriormente efectuar análisis de disposición final del combustible irradiado.

1. INTRODUCCIÓN

La administración de combustible gastado inicia con la descarga del combustible del núcleo del reactor al almacenamiento del combustible en la Central Nucleoeléctrica y finaliza con la disposición del combustible o de los residuos del combustible reprocesado. En general, se tienen dos alternativas para la administración del combustible gastado:

- (a) La alternativa de reprocesamiento, en la cual el combustible gastado del reactor es reprocesado, para separar el plutonio y el uranio, los cuales pueden reutilizarse como combustible nuclear, de otros elementos radioactivos producidos durante el proceso de fisión dentro del núcleo del reactor.
- (b) La alternativa de disposición directa, en la cual el combustible gastado no se reprocesa pero se le dispone como desecho siguiendo el tratamiento apropiado.

Al considerar al combustible irradiado como un residuo, la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) es la instalación que genera la mayor cantidad de residuos nucleares de alto nivel en México [1]. La alberca de combustible irradiado de cada reactor fue originalmente diseñada para contener 580 ensambles o sea una recarga de combustible y un núcleo completo de 444 ensambles, pero por medio de un sistema de bastidores compactos fue ampliada para contener 1242 ensambles, con lo cual se ha aumentado la capacidad a 15 años de operación, en cada reactor de la Central. Poco antes del arranque de la Central se amplió nuevamente la capacidad de las albercas mediante bastidores compactos y absorbedores de neutrones (boral), a 3177 ensambles, previendo cubrir toda la vida útil de la Central [1].

Si estos ensambles son reprocesados, el uranio residual puede ser re-enriquecido y reciclado en el mismo reactor con un considerable ahorro de este energético, que se tiene que comprar actualmente en el mercado internacional. El plutonio puede ser reciclado en un núcleo mixto, con el ahorro adicional de uranio y de servicios de enriquecimiento. Después de ser acondicionados por vitrificación, los productos de fisión y los actínidos pueden ser considerados como desechos, ya que son los verdaderos residuos nucleares de alto nivel y vida media larga que produce la Central.

Para poder llevar a cabo un análisis de alternativas de disposición final de combustible gastado, es necesario contar con un modelo económico y con un modelo físico, el cual nos permita cuantificar el volumen de Uranio, Plutonio y desechos radioactivos de alto nivel que estarían presentes en el combustible irradiado. Existen algunos códigos bien conocidos, como el ORIGEN, que son utilizados para estimar la evolución isotópica del combustible nuclear, sin embargo nuestro interés es desarrollar una metodología propia, que si bien puede ser más simplificada en ciertos aspectos, nos permite tener la flexibilidad de adaptarlo en cualquier momento a nuestras necesidades.

En este trabajo se presenta una metodología simplificada, que se desarrolló para conocer, de una manera rápida, el contenido isotópico del combustible gastado desde que es retirado del núcleo del reactor y hasta el momento de llevar a cabo el reprocesamiento del mismo. De esta manera es posible realizar estudios de estrategias de disposición final del combustible irradiado, considerando una gran cantidad de escenarios.

2. REPROCESAMIENTO Y RECICLADO DE URANIO Y PLUTONIO

La política de reprocesamiento y reciclado de combustible gastado se fundamenta principalmente en una combinación de argumentos políticos y ambientales basados en la conservación de recursos naturales [2].

2.1. Reprocesamiento o Disposición Final

Los oponentes a la comercialización del plutonio basan sus argumentos en el riesgo de la proliferación. Sin embargo el plutonio obtenido de las centrales de generación de energía eléctrica tiene un enriquecimiento menor al utilizado en la fabricación de bombas nucleares (plutonio militar). Los altos costos comparativos del reprocesamiento y la fabricación del combustible de óxidos mixtos de uranio y plutonio (MOX) son motivo suficiente para elegir la estrategia del ciclo abierto. También se hace énfasis en la toxicidad del plutonio y la dificultad para manipularlo.

Para quienes proponen el ciclo cerrado como alternativa, sostienen que tales argumentaciones tienen poco peso, particularmente cuando se aplican a una escala global, dejando a un lado las situaciones socioeconómicas y recursos naturales propios de cada país. Las políticas de energía y medio ambiente de los diferentes países, por ejemplo en Estados Unidos, no excluyen la posibilidad de recuperar materiales nucleares en el combustible gastado, si es necesario, durante la segunda mitad del presente siglo.

2.2. Almacenamiento Interino para el Desecho del Reprocesamiento

En muchos países la estrategia de reprocesamiento ha sido llevada a cabo, el almacenamiento interino es también considerado para los desechos del reprocesamiento durante el periodo entre el acondicionamiento y la disposición final (esto es, por algunas décadas). Este almacenamiento provee flexibilidad para el momento de la disposición final, debido al decaimiento radioactivo durante el periodo de almacenamiento. La razón de generación de calor decrece por un factor de 50 o más entre el primer año y el año cien después de la irradiación del combustible. Respecto a la instalación de almacenamiento, algunos países consideran ubicarla en el sitio de la planta de reprocesamiento o en el sitio de la disposición final.

2.3. Embalaje y Disposición Final

El único método de disposición considerado en el presente es la disposición geológica, donde los desechos son empaquetados apropiadamente para disponerlos en repositorios los cuales serán construidos entre varios cientos y mil metros bajo tierra.

La seguridad del depósito geológico final está generalmente adecuada al uso de barreras múltiples, el desecho, un contenedor resistente a la corrosión, un sistema de blindaje y el medio geológico. Para la disposición de combustible gastado se usa normalmente un contenedor resistente a la corrosión, para ofrecer seguridad en su manejo durante el emplazamiento y un contenedor a largo plazo de los radionuclidos en el repositorio, para limitar y retardar por un período significativo la liberación de los mismos del desecho.

Después de emplazar los contenedores en el repositorio, el espacio residual entre los contenedores y los túneles excavados será rellenado por materiales como la bentonita y el cemento.

3. SIMULACIÓN SIMPLIFICADA DE UN CICLO DE EQUILIBRIO DE UN REACTOR DE AGUA LIGERA

Con la finalidad de obtener una cuantificación del combustible irradiado y obtener los montos de uranio y plutonio requeridos para el reprocesamiento, la primera parte de la metodología desarrollada en este trabajo, se avoca al desarrollo de un modelo simplificado para la determinación isotópica del combustible. En particular se simuló un ciclo de equilibrio de 18 meses para un reactor de agua en ebullición, utilizando como base una celda de combustible 10x10 para su aplicación específica a la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV).

3.1. Desarrollo del Modelo Simplificado para la Determinación Isotópica del Combustible al ser Irradiado en un Reactor de Agua Ligera.

Se desarrolló un modelo con una configuración sencilla de una celda equivalente que permitiera de manera rápida y eficiente simular un ciclo de equilibrio, con la finalidad de efectuar múltiples análisis de estrategias de disposición final de combustible gastado. La idea principal detrás de esta celda equivalente es que con un modelo simplificado, se tome en cuenta de la mejor manera posible, la dependencia del quemado del combustible y por lo tanto de la composición isotópica del mismo, con respecto al espectro de neutrones en el núcleo de un reactor de agua ligera y en particular de un reactor de agua en ebullición (BWR).

3.1.1. Definición en CPM-3 de una celda de combustible en dos dimensiones. Aplicación a una celda de combustible 10x10

Para obtener la masa de combustible de uranio y plutonio empleada en los posibles escenarios de reciclado, se propone la simulación de un ciclo de equilibrio a través de una celda de combustible equivalente a un ensamble completo, el cual a su vez representa un núcleo en equilibrio cargado con ese tipo de combustible.

La simulación se llevó a cabo en el código CPM-3 [3], código de transporte bidimensional que permite simular diferentes configuraciones geométricas de una celda de combustible; sin embargo, podemos usar cualquier simulador de combustible de reactores de agua ligera, adaptando este mismo modelo.

3.1.1.1 Celda de combustible 10X10

La celda de combustible 10x10 utilizada para desarrollar el modelo se aprecia en la Figura 1. Se trata de una celda de 10 x 10 barras de combustible, 2 canales de agua (en rojo) y encamisado de zircaloy (en azul).

Las regiones en rojo están rellenas de agua a 0% de vacíos (H20-v1) y las regiones en verde claro son de agua a 40% de vacíos (H20-v2). Existen además determinadas regiones de combustible (dióxido de uranio) a diferente enriquecimiento (UO2-n) y con distintas concentraciones de gadolinio (UO2-Gn), este último elemento se utiliza como absorbedor de neutrones, el acero 304 (SS304) es utilizado en las barras de control.

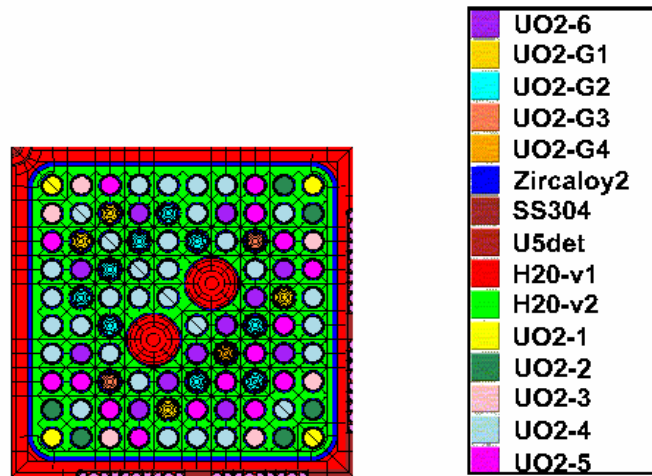


Figura 1. Celda de combustible 10x10

3.1.2. Celda de combustible calculada con el simulador CPM-3

En la Figura 2 se muestra la celda proporcional a la celda de combustible 10 x 10 desarrollada en el simulador CPM-3.

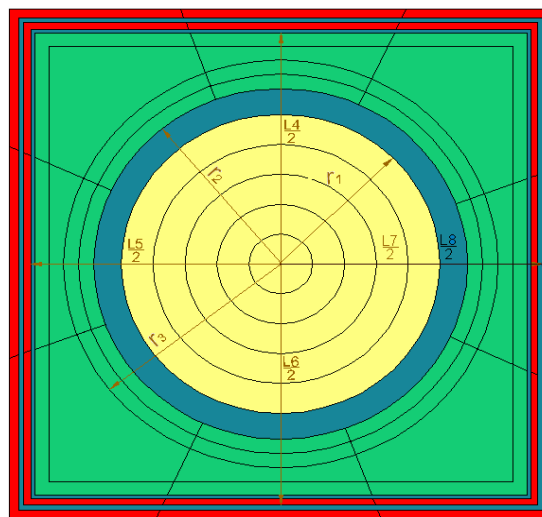


Figura 2. Configuración de la celda de combustible en CPM-3.

En la Tabla I se describen las regiones de la celda de combustible en CPM-3. Las regiones se toman proporcionalmente a partir de la celda 10x10, con todas las medidas en centímetros.

Tabla I. Regiones de la celda de combustible en CPM-3.

Región	Geometría	Características
Combustible	circular, $r_1 = 0.44705$	pin de combustible de la celda 10 x 10
Encamisado 1	circular, $r_2 = 0.5131$	encamisado del pin de combustible
Refrigerante 1	circular, $r_3 = 0.6$; cuadrada $L_4 = 1.359310406$	región proporcional al agua que rodea a cada barra de combustible en la celda 10 x 10
Encamisado 2	cuadrada $L_5 = 1.363921667$	región proporcional al encamisado de los 2 canales de agua en la celda 10 x 10
Refrigerante 2	cuadrada $L_6 = 1.397682542$	región proporcional a los 2 canales de agua
Encamisado 3	cuadrada $L_7 = 1.453628047$	región proporcional al canal o caja del ensamble más espaciadores de zirconio e inonel
Refrigerante 3	cuadrada $L_8 = 1.601191839$	región proporcional al área del agua externa al canal

3.1.3. Determinación de los parámetros del ciclo de equilibrio

Para llevar a cabo la simulación de un ciclo de equilibrio en CPM-3, utilizando el modelo presentado anteriormente, se toman en cuenta algunas consideraciones en la determinación de los parámetros de entrada, basados en el Modelo de Reactividad Lineal [4].

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

$$k_i = k_o - \alpha B_i \dots\dots\dots (1)$$

donde, α es la pendiente de la relación lineal que existe entre la reactividad y el quemado en este modelo y 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

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

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 (2). Si B_2 es el quemado al final de cada ciclo cuando el factor de multiplicación del reactor es k_F , entonces

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

y

$$B_2 = \frac{2(k_o - k_F)}{3\alpha} = \frac{2}{3} B_1 \dots\dots\dots (4)$$

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

$$k_F = k_o - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n i\alpha \cdot B_n \dots\dots\dots (5)$$

ya que

$$\sum_{i=1}^n i = \frac{n(n+1)}{2} \dots\dots\dots (6)$$

entonces

$$k_F = k_o - \left(\frac{n+1}{2}\right)\alpha \cdot B_n \dots\dots\dots (7)$$

en este caso el quemado del ciclo, B_n , es

$$B_n = \frac{2(k_o - k_F)}{\alpha(n+1)} \dots\dots\dots (8)$$

y el quemado del combustible a la descarga es

$$B_d = nB_n = \left(\frac{2n}{n+1}\right) \frac{k_o - k_F}{\alpha} = \frac{2n}{n+1} B_1 \dots\dots\dots (9)$$

De acuerdo a la ecuación (9) para un quemado de descarga de 48,000 MWD/TU, para un tiempo de residencia del lote de combustible en equilibrio de cuatro ciclos de operación, se tiene un quemado de:

$$B_1 = \frac{5}{8} * 48,000 \text{ MWD/TU} = 30,000 \text{ MWD/TU}$$

3.1.4. Cálculo del Enriquecimiento de la Celda de Equilibrio con CPM-3

Una vez obtenido el quemado B_1 , ahora es necesario encontrar el enriquecimiento de la celda equivalente que produce el factor de multiplicación de neutrones crítico (k_{crit}) a este quemado.

Por experiencia se asigna un 3.7% de $\frac{\Delta k}{k}$ de reactividad [5] debido a las fugas de neutrones para

la obtención de la k_{crit} . Entonces para un quemado de 30,000 MWD/TMU y una $k_{\infty} = 1.037$ en el código CPM-3, utilizando el Método de las Características [6] y a través de un proceso iterativo, en donde se proponen valores de enriquecimiento tales que k_{∞} converja a 1.037 a un quemado de 30,000 MWD/TMU; se obtuvo un enriquecimiento del 3.79%. De acuerdo al Plan de Utilización de Energía de la Central Laguna Verde [C3], el enriquecimiento utilizado para un ciclo de equilibrio de 18 meses es del 3.71% para una fracción de recarga mayor (120 ensambles), lo cual ratifica los resultados obtenidos con CPM-3.

Para validar el modelo de la celda unitaria equivalente, se tomó como referencia el cálculo con CPM-3 de la celda completa de combustible 10 x 10. Con el fin de considerar de manera adecuada, en la celda unitaria equivalente, el efecto en el espectro de los neutrones debido a la moderación que producen los dos tubos de agua líquida saturada, que se ubican en el centro del ensamble, se fue variando la densidad del moderador de la celda equivalente hasta lograr que el valor de reactividad (o factor de multiplicación de neutrones) entre la celda equivalente y la celda 10 x 10 fueran prácticamente iguales. Esto se logró modificando la densidad del agua de $0.4584 \frac{g}{cm^3}$ (correspondiente a un 40 % de vacíos) a $0.53572 \frac{g}{cm^3}$. La Figura 3 muestra la gráfica de k_{∞} vs quemado tanto para la celda unitaria como para la celda 10 x 10 después del ajuste. Como se observa en la figura, las dos curvas son muy semejantes y en particular en el quemado crítico de 30,000 MWD/TMU.

Debido a que nuestro interés es de tener un modelo rápido y eficiente, la principal razón de no usar la configuración de la celda 10 x10 con el código CPM-3, es el tiempo de ejecución por cada simulación (34.83 minutos) comparado al tiempo que se lleva la simulación de la celda unitaria (4.23 minutos).

4. DECAIMIENTO DE LOS RADIONUCLIDOS AL RETIRARLOS DEL NÚCLEO DEL REACTOR

Para llevar a cabo el reprocesamiento de Uranio y Plutonio es necesario que los radionuclidos se enfríen en las albercas del reactor o en almacenamiento en seco con aire, además existe un tiempo

de transportación a las plantas de reprocesamiento, para ello fue necesario llevar a cabo la simulación del decaimiento de los radionuclidos a través de un algoritmo que se codificó en C++.

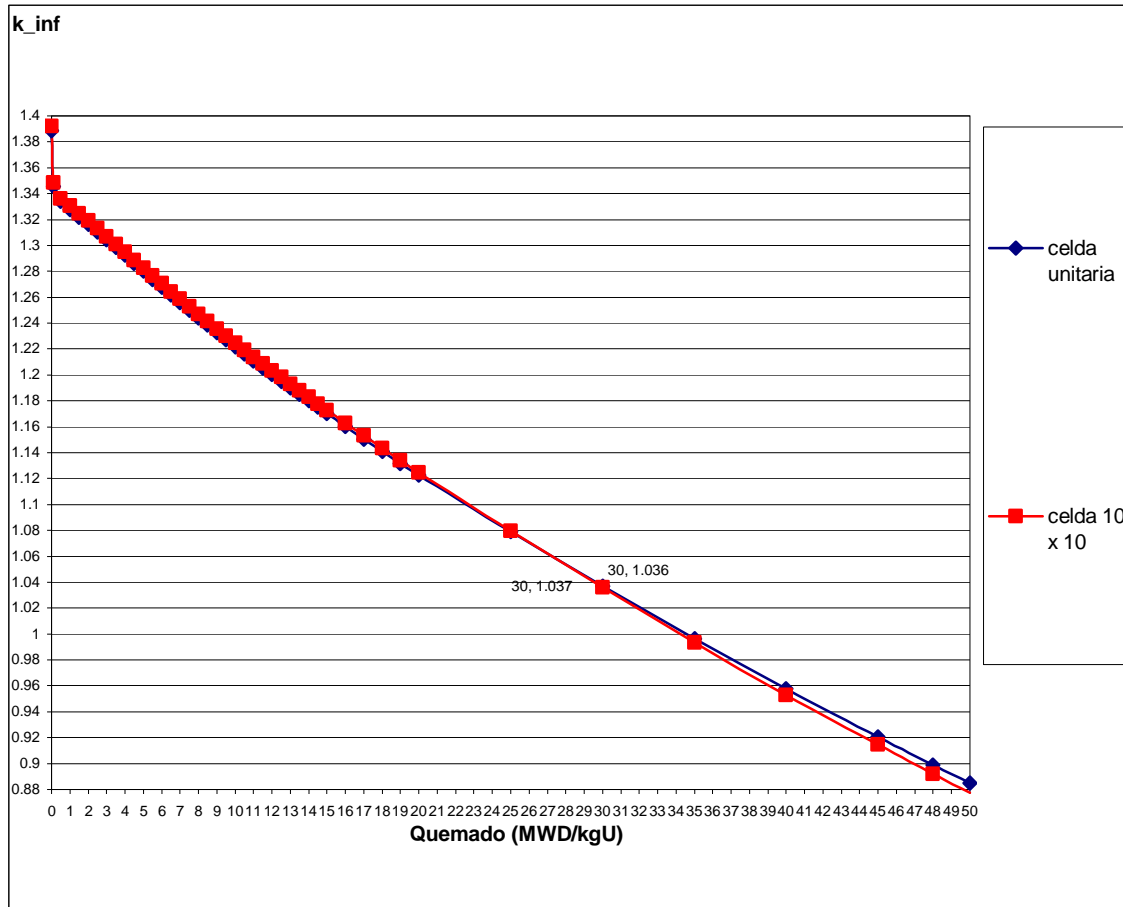


Figura 3. Gráfico de k_∞ vs quemado

4.1. Decaimiento de un Lote

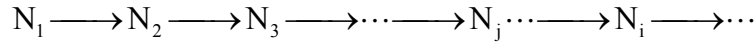
El decaimiento de un lote de combustible está relacionado con el decaimiento radioactivo de un monto de material inicial en estado puro. La razón neta de cambio en el número de átomos de un isótopo N₁ es:

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1 N_1 \dots \dots \dots (10)$$

Si N₁ decae en un isótopo N₂, la razón neta en el cambio del número de átomos de N₂ es

$$\frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2 \dots \dots \dots (11)$$

En el caso general de una cadena de decaimiento radioactivo



en la cual el material inicial está presente en cada radionuclido en un monto N_i^0 en el tiempo cero, y si no hay otras fuentes de material inicial, el monto N_i de algún nuclido presente en el tiempo t se puede obtener ya sea analíticamente o bien mediante el uso de algún método numérico, como el método de Runge Kutta de cuarto orden [8].

La Figura 4 muestra las cadenas de decaimiento de los radionuclidos presentes después de irradiar el UO_2 , cuyos constantes de decaimiento se obtuvieron del ENDF/B-VI [9]. El número sobre cada línea que indica el tipo de decaimiento radioactivo, representa la probabilidad de que un isótopo padre decaiga en cierto isótopo hijo.

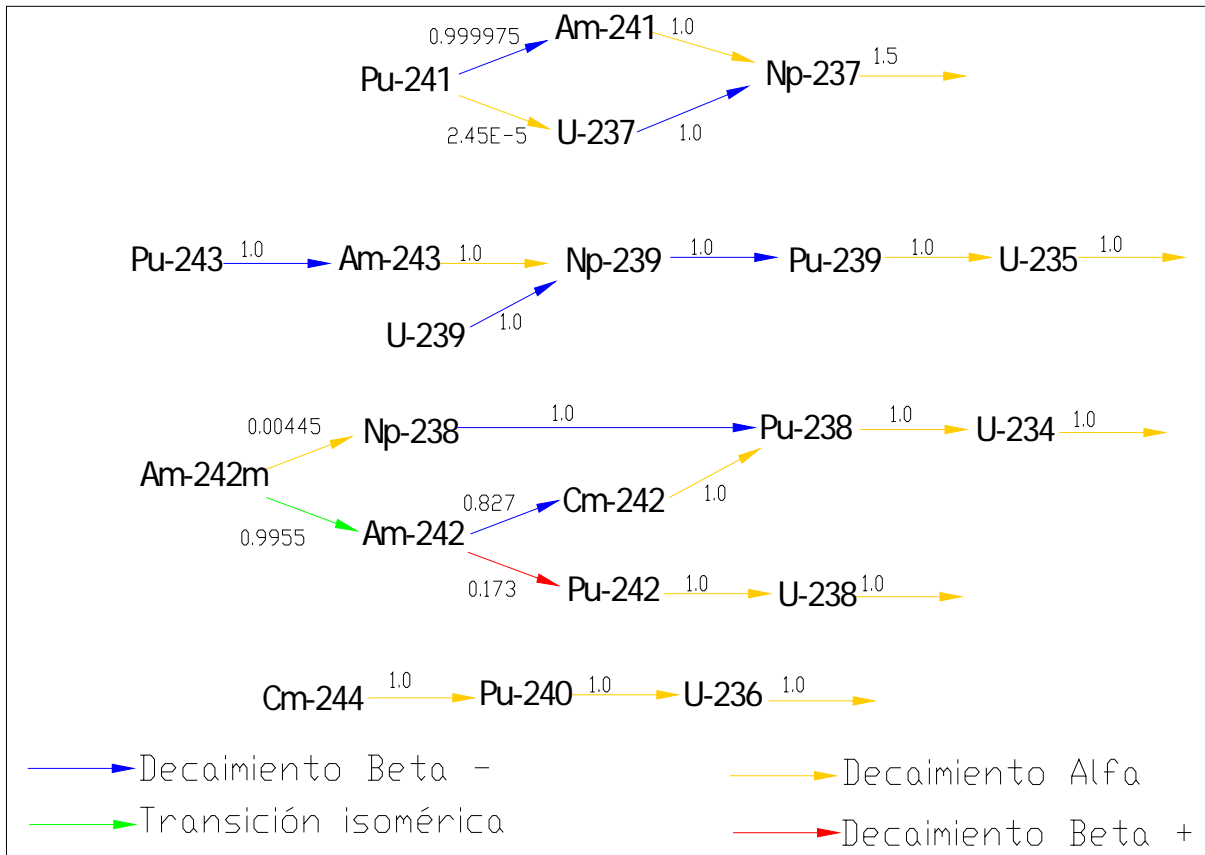


Figura 4. Cadenas de decaimiento

Con base en las cadenas mostradas en la figura 4 se desarrolló *decay*, algoritmo en C++ basado en el método de Runge Kutta de cuarto orden para resolver el sistema de ecuaciones diferenciales con condiciones iniciales conocidas.

Decay nos da las concentraciones atómicas de los nuclidos después de determinado tiempo de decaimiento isotópico en años. Este algoritmo se validó comparando los resultados con HELIOS que tiene la posibilidad de calcular los tiempos de decaimiento. HELIOS tiene el inconveniente de que sólo puede ejecutarse en una estación de trabajo Alpha, en plataforma UNIX y crear un modelado físico llevaría más tiempo al tratar de analizar las diferentes alternativas de reprocesamiento, ya que esto último es la finalidad de este trabajo.

4.2. Validación de decay con el código HELIOS.

Con Helios se simuló un ensamble de combustible 10x10 para un quemado de 50,000 MWD/TU del cual se obtuvo la composición isotópica de los radionuclidos presentes en el combustible irradiado. Estos resultados fueron introducidos tanto al mismo código HELIOS como a *Decay* tomando un año de decaimiento fuera del núcleo del reactor. Los resultados presentados en la Tabla II muestran que el error porcentual máximo es de 1.83% que corresponde al Cm-242, lo cual nos muestra que la precisión de los cálculos en decay es muy confiable. La discrepancia en los resultados de la densidad isotópica del U-234 es porque el código HELIOS no considera el decaimiento alfa del Pu-238 hacia el U-234.

Tabla II. Validación de decay con el código HELIOS

Nuclido	Tiempo de vida media (años)	ρ_N inicial (at/barn-cm)	ρ_N final (at/barn-cm) de acuerdo a HELIOS	ρ_N final (at/barn-cm) de acuerdo a decay	Error porcentual
U234	2.457×10^5	1.040000E-09	1.040000E-09	5.390000E-08	-
U235	7.035×10^8	1.170000E-04	1.170000E-04	1.170000E-04	0.00
U236	2.342×10^7	1.200000E-04	1.200000E-04	1.200000E-04	0.00
U238	4.468×10^9	2.080000E-02	2.080000E-02	2.080000E-02	0.00
Np237	2.14×10^6	1.300000E-05	1.320000E-05	1.320000E-05	0.00
Np238	5.88×10^{-3}	3.330000E-08	0.00	0.00	-
Np239	6.542×10^{-3}	1.440000E-06	0.00	0.00	-
Pu238	87.7	6.430000E-06	6.820000E-06	6.810000E-06	0.15
Pu239	2.411×10^4	1.100000E-04	1.110000E-04	1.110000E-04	0.00
Pu240	6.563×10^3	6.240000E-05	6.230000E-05	6.240000E-05	0.16
Pu241	14.35	3.150000E-05	3.000000E-05	3.000000E-05	0.00
Pu242	3.735×10^5	1.930000E-05	1.930000E-05	1.930000E-05	0.00
Am241	432.7	1.410000E-06	2.890000E-06	2.890000E-06	0.00
Am242*	141	2.420000E-08	2.410000E-08	2.410000E-08	0.00
Am243	7.37×10^3	4.700000E-06	4.700000E-06	4.700000E-06	0.00
Cm242	0.4526	5.140000E-07	1.090000E-07	1.110000E-07	1.83
Cm244	18.1	2.120000E-06	2.040000E-06	2.040000E-06	0.00

Los isótopos considerados en el reprocesamiento y reciclado de combustible corresponden a los del uranio y plutonio, los cuales muestran un error porcentual muy pequeño en su validación, mientras que la densidad del U-234 se toma en cuenta sólo cuando se reprocesa y recicla el uranio, pero como su valor es muy pequeño a comparación de las densidades de los otros isótopos del uranio, su valor no modifica mayormente los cálculos.

4.3. Cuantificación de Uranio y Plutonio para su Reprocesamiento Utilizando como Base 1000 kg de UO₂.

El combustible gastado requiere de cierto tiempo de enfriamiento antes de llevar a cabo su reprocesamiento, ya sea en las albercas del edificio del reactor o por almacenamiento en seco. La Tabla III muestra la composición isotópica de los radionuclidos obtenidos con CPM-3, de acuerdo a la celda de combustible equivalente definida anteriormente para un ciclo de equilibrio de 18 meses y un quemado a la descarga de 48,000 MWD/TU. Al utilizar *decay* se muestran los resultados después de 6 años de decaimiento isotópico.

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

Nuclido	ρ_N inicial de acuerdo a CPM-3 (at/barn-cm)	ρ_N final de acuerdo a decay (at/barn-cm)
U234	9.040000E-08	3.750000E-07
U235	1.250000E-04	1.250000E-04
U236	1.190000E-04	1.190000E-04
U237	1.630000E-07	7.890000E-13
U238	2.090000E-02	2.090000E-02
U239	1.000000E-08	0.0
Np237	1.290000E-05	1.310000E-05
Np238	2.810000E-08	3.890000E-15
Np239	1.450000E-06	4.110000E-12
Pu238	5.630000E-06	5.910000E-06
Pu239	1.130000E-04	1.140000E-04
Pu240	5.930000E-05	5.970000E-05
Pu241	3.370000E-05	2.520000E-05
Pu242	1.910000E-05	1.910000E-05
Pu243	3.550000E-09	0.0
Am241	1.550000E-06	9.980000E-06
Am242	3.200000E-09	2.710000E-13
Am243	4.630000E-06	4.630000E-06
Am242*	2.130000E-08	2.070000E-08
Cm242	5.330000E-07	1.100000E-10
Cm244	1.960000E-06	1.560000E-06

La masa m_i de cierto radionuclido es [10]

$$m_i = \rho_i * V_T \dots \dots \dots (12)$$

donde ρ_i es la densidad del radionuclido y V_T es el volumen total.

$$\rho_i \left(\frac{\text{gr}}{\text{cm}^3} \right) [=] N_i \left(\frac{\text{atm}}{\text{barn} - \text{cm}} \right) * \frac{1}{N_A} \left(\frac{\text{mol}}{\text{atm}} \right) * M_i \left(\frac{\text{gr}}{\text{mol}} \right) * \left(\frac{\text{barn}}{1 \times 10^{-24} \text{cm}^2} \right) \dots \dots \dots (13)$$

V_T está dado por

$$V_T = \frac{m_{\text{UO}_2}}{\rho_{\text{UO}_2}} \dots \dots \dots (14)$$

m_{UO_2} es la masa en [kg] del dióxido de uranio, se toman 1000 kg

ρ_{UO_2} es la densidad del dióxido de uranio igual a 0.0105 kg/cm³

Dado que el oxígeno ocupa un 11.85 w/o, entonces, el uranio ocupa un 88.15 w/o, de manera que para cuantificar la masa total (m_T) de n nuclidos, basta con efectuar la sumatoria de sus densidades y multiplicarlas por el volumen total, de acuerdo a las ecuaciones (13), (14) y esta última consideración resulta:

$$m_T = \sum_{i=1}^n (N_i * M_i) \left(\frac{1}{N_A} * \frac{1}{1 \times 10^{-24}} \right) \left(\frac{m_{\text{UO}_2}}{\rho_{\text{UO}_2}} \right) \left(\frac{1}{0.8815} \right) \dots \dots \dots (15)$$

Para la cuantificación del plutonio de acuerdo a la ec. (15) y los datos de la Tabla II tenemos, después de 6 años de decaimiento isotópico del combustible, los siguientes valores

Cantidad de plutonio total

$$m_{\text{Pu}} = (0.05377811) \left(\frac{1}{6.0221499 \times 10^{23}} * \frac{1}{1 \times 10^{-24}} \right) \left(\frac{1000}{0.0105} \right) \left(\frac{1}{0.8815} \right) \text{kg}$$

$$m_{\text{Pu}} = 9.6481 \text{ kg}$$

Similarmente para el **uranio total** tenemos

$$m_{\text{U}} = 902.4205 \text{ kg}$$

Al seguir utilizando la ecuación (15) podemos obtener el porcentaje en átomos que ocupa cada isótopo de uranio y plutonio, así como el porcentaje de actínidos y productos de fisión, dentro del combustible gastado; los resultados se muestran en la Tabla IV.

Tabla IV. Composición (en %-peso) del uranio en un combustible nuevo de un BWR y de uranio residual y nuclidos creados por fisión y transmutación después de su uso a un quemado de 48,000 MWD/TMU y después de 6 años de enfriamiento.

Combustible Nuevo		Combustible Gastado	
Nuclido	w/o	Nuclido	w/o
		U-235	0.53
U-238	96.21	U-236	0.50
		U-238	89.21
U-235	3.79	Pu-238	0.02
		Pu-239	0.48
		Pu-240	0.26
		Pu-241	0.15
		Pu-242	0.08
		Actínidos	0.10
		Productos de fisión	8.67

5. CONCLUSIONES

Se desarrolló una metodología para obtener la composición isotópica del combustible gastado en reactores de agua ligera a través de un modelo simplificado, aplicándose a un reactor de agua en ebullición, para un ciclo de equilibrio de 18 meses.

Se codificó un algoritmo en C++ (*decay*), el cual permite la cuantificación isotópica de los radionuclidos presentes en el combustible irradiado, una vez que se retiran del núcleo del reactor hasta el tiempo en el cual se pueda llevar a cabo el reprocesamiento de uranio y plutonio.

La metodología simplificada para la determinación isotópica del combustible gastado en reactores de agua ligera nos permitirá posteriormente efectuar análisis de tipo económico para evaluar diferentes alternativas de disposición final del combustible.

AGRADECIMIENTOS

Al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT); este trabajo contempla algunos resultados del proyecto SEP-CONACYT 41592Y, así como a la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) por su apoyo a través del proyecto PAPIIT No. IN106803-2.

REFERENCIAS

1. Ortega Carmona Rubén F. “Estudio Económico de la Gestión de Combustible Irradiado de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde”, *Academia de Ingeniería*, p. 2-3 (1994).
2. (OECD, 1985) “*Plutonium Fuel an Assessment*”, OECD-NEA, Paris, 1985
3. Jones B. Dean, Walkins E. Kenneth, Paulson D. Brian, Williams Mark L. “*CPM-3 Computer Code Manual*”, **Volume 2**: User’s Manual. A Nuclear Fuel Lattice Physics Burnup Code Using Arbitrary Geometry Modeling and Deterministic Transport Theory Methods. July 1999. EPRI, Palo Alto, California, Julio 1999.
4. 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.
5. (OECD). “*Physics of Plutonium Recycling*”, **Volume VI**: Multiple Plutonium Recycle in AdvancedPWRs, Francia, 2002.
6. Jones B. Dean, Walkins E. Kenneth, Paulson D. Brian, Williams Mark L. “*CPM-3 Computer Code Manual*”, **Volume 1**: Theory and Numerics Manual. A Nuclear Fuel Lattice Physics Burnup Code Using Arbitrary Geometry Modeling and Deterministic Transport Theory Methods. July 1999. EPRI, Palo Alto, California, Julio 1999.
7. Comisión Federal de Electricidad. “Plan de Utilización de Energía, Laguna Verde, Unidad Uno. Rev. No 17, 27/Enero/2003”, México, D.F., (2003).
8. Nieves Hurtado Antonio, Domínguez C. Federico. “*Métodos Numéricos Aplicados a la Ingeniería*”, 2ª reimpresión, México 1997 CECSA
9. (OECD, 2004) “*Java-based Nuclear Information Software, JANIS-2.1*”, OECD-NEA, Paris, 2004
10. Lamarsh, John R. Baratta Anthony J. “*Introduction to Nuclear Engineering*”, 3rd ed. Upper Saddle River, New Jersey : Prentice Hall, 2001 .783 p.