

Esquema de Cálculo para el Análisis del Núcleo de Reactores de Agua Ligera

Introducción

Una de las principales tareas del Ingeniero Nuclear está relacionada con el diseño y el análisis del núcleo del reactor nuclear. Necesita conocer en todo momento la distribución de los neutrones en el núcleo para poder monitorear y controlar la reacción de fisión en cadena. Esto es, debe aprender cómo diseñar y controlar el núcleo del reactor en donde debe existir un equilibrio entre la producción de neutrones en la reacción de fisión y la pérdida de ellos debido a la captura y a las fugas.

Dentro de lo que el Ingeniero Nuclear debe analizar acerca del estado que guarda el núcleo de un reactor nuclear se pueden mencionar los siguientes factores:

- El factor de multiplicación de neutrones (medida de la criticidad del reactor) desde el inicio del ciclo hasta el final del ciclo de operación, bajo varias condiciones:
 - Baja temperatura con todas las barras de control insertadas en estado del reactor apagado.
 - Baja temperatura con todas las barras de control insertadas menos la de valor peso, para el cálculo del margen de apagado.
 - Temperatura intermedia con las barras en diferentes posiciones en ascenso en potencia.
 - Temperatura de operación nominal con las barras de control que mantienen el reactor crítico.
 - Después del apagado súbito del reactor (scram).
- El cambio en el factor de multiplicación de neutrones, desde el inicio del ciclo hasta el final del ciclo de operación, como función de:
 - Temperatura del combustible (efecto Doppler).
 - Temperatura del moderador
 - Fracción de vacíos (en BWR)
 - Inserción de barras de control
 - Veneno soluble (en PWR)
 - Concentración de productos de fisión
- El factor pico de potencia bajo varias condiciones de operación, desde el inicio del ciclo hasta el final del ciclo de operación. Este parámetro depende de la distribución de potencia, la cual a su vez depende de la distribución de neutrones. Es necesario monitorear el pico de potencia para asegurar que el combustible no se dañará (fundirá) por operar a muy alta temperatura en algún punto del núcleo, bajo ninguna condición de operación.

Para el análisis del núcleo de un reactor nuclear, la ecuación de transporte de neutrones, que no es otra cosa más que una ecuación de balance entre producción y pérdida de neutrones, contiene todo lo que necesitamos saber acerca de la distribución de neutrones y el factor de multiplicación

en el núcleo del reactor. Matemáticamente la podemos escribir de la siguiente manera en términos del flujo de neutrones ϕ :

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

en donde:

En el primer renglón, el primer término representa la razón de cambio del flujo de neutrones en el tiempo, el segundo término representa las fugas de neutrones fuera del dominio de análisis, el tercer término son las desapariciones por cualquier reacción nuclear que lleve a la pérdida del neutrón (captura neutrónica principalmente). En el segundo renglón de la ecuación (1) se presentan los términos correspondientes a la producción de neutrones. En particular el primer término representa todos los neutrones que después de un choque o dispersión (scattering) pasan de la energía E' a la energía E y de la dirección $\hat{\Omega}'$ a la dirección $\hat{\Omega}$ y el segundo término considera el término fuente (source) ya sea por las fisiones y/o por alguna fuente externa.

Como se puede ver en la ecuación (1), el flujo de neutrones depende de las variables de posición (r), de energía (E), de dirección angular ($\hat{\Omega}$) y del tiempo. Entonces si consideramos un caso real en 3 dimensiones, en coordenadas cartesianas la posición del neutrón estará definida por tres variables X , Y y Z . La dirección angular estará determinada por dos variables μ y γ , con lo que el flujo de neutrones, solución de la ecuación de transporte dependerá de 7 variables.

Esta es una ecuación que no se puede resolver analíticamente para la mayoría de los problemas reales, por lo tanto es necesario resolverla por medio de métodos numéricos. La ecuación integro-diferencial de transporte es reemplazada entonces por un conjunto de ecuaciones algebraicas aproximadas y resueltas en una computadora. El problema es que el número de incógnitas y por lo tanto de ecuaciones, es bastante grande, es decir que la solución espacial, angular y en energía (tiempo en caso de incluir la cinética) de la ecuación de transporte para un reactor "real", por ejemplo un reactor de agua ligera (LWR por sus siglas en inglés) puede involucrar miles de millones de incógnitas.

Para ejemplificar el tamaño del problema a resolver para analizar el núcleo de un reactor de agua en ebullición (BWR por sus siglas en inglés) utilizando la ecuación de transporte en estado estacionario, consideremos lo siguiente:

En el núcleo de un reactor como el de Laguna Verde es necesario conocer en todo momento la distribución de potencia o la energía generada en cualquier punto del reactor, es decir la energía que está produciendo cada barra de combustible dentro del ensamble en cualquier posición axial. Esto permite asegurar que no se esté excediendo ningún límite térmico de operación. También es muy importante conocer el estado de criticidad del reactor, es decir el factor de multiplicación de neutrones. Por lo tanto si quisiéramos utilizar la ecuación de transporte para conocer la distribución de neutrones en el núcleo del reactor, en un solo punto de operación y en un instante

de quemado del combustible; el número de incógnitas y por lo tanto de ecuaciones a resolver se podría estimar de la siguiente manera:

Número de ensambles en el núcleo = 444

Número de planos axiales en el modelo del núcleo = 25

Número de barras de combustible en el ensamble = $(10 \times 10) - 8 = 92$

Número de regiones de cálculo en cada barra (incluyendo el moderador) = 11 (ver Fig. 3)

Número de regiones de cálculo en las zonas del canal y del refrigerante por ensamble = 150

Número de variables angulares (direcciones en las que viaja el neutrón) = 8

Número de Grupos de energía = 35 (mínimo)

Lo cual nos da un total de 4.718×10^{11} incógnitas, número bastante grande para ser resuelto en cualquier computadora. Este ejemplo, es uno bastante conservador pues considera únicamente un solo estado operacional del reactor, y generalmente es necesario conocer la condición que guarda el reactor en cualquier punto de operación, como ya se mencionó más arriba. Se considera también que el combustible no tiene venenos consumibles, lo cual implica incluir tres regiones más de cálculo en cada barra de combustible, etc.

Para poder resolver este enorme problema matemático, es necesario por lo tanto "factorizar" el problema y hacer uso de programas de cómputo. Dado que el comportamiento de los neutrones en el núcleo del reactor presenta un gran acoplamiento entre espacio y energía, cada tipo de reactor (térmico, intermedio, rápido, etc.) tiene sus propias características de análisis del núcleo, por lo que el esquema que se describe a continuación es el empleado hoy en día para el análisis en estado estacionario de los reactores de agua ligera:

El enfoque de la "factorización" se basa en el principio de ir condensando la información correspondiente a la variable energía, mientras que simultáneamente se va incrementando el detalle con el cual se trata la variable espacial, iniciando con geometría cero-dimensional hasta llegar a la geometría en tres dimensiones. La variable energía pasa de miles de puntos a dos grupos de energía. La tabla I muestra la variación de las variables espacio y energía a diferentes etapas del esquema de cálculo. In incremento en los grados de libertad de la variable espacial y por lo tanto un aumento en las dimensiones es balanceado por una disminución en los grupos de energía. La condensación de información en las variables de la energía de los neutrones se logra de manera tal que las secciones eficaces en dos grupos retiene el contenido esencial de una estructura multigrupos o de muchos puntos de energía.

De esta manera al aplicar el método de factorización, el problema a resolver es ahora de la siguiente magnitud:

Número de ensambles en el núcleo = 444

Número de planos axiales en el modelo del núcleo = 25

Número de Grupos de energía = 2

Lo cual nos da un total de 22,200 incógnitas o ecuaciones a resolver; suponiendo una solución de la ecuación de difusión de neutrones de malla gruesa. Este número de ecuaciones es fácilmente resueltas en una computadora.

Tabla I. Evolución de las variables de espacio y energía en el análisis del núcleo de un LWR

Tipo de Análisis	Producto	Cuadro de la Figura 1	Puntos o Grupos de Energía	Dimensiones
Procesamiento de datos nucleares	Secciones eficaces microscópicas en muchos grupos de energía	2	< 10,000	0-1
Ensamble combustible	Secciones eficaces homogeneizadas por ensamble en pocos grupos de energía	3	35-100	2
Núcleo del reactor	Distribución espacial de flujo y de potencia, factor de multiplicación	5	2	3

Primera Etapa

Las partes fundamentales del esquema de cálculo para el análisis del núcleo de un reactor LWR se muestra en la Figura 1. El primer paso es contar con los datos nucleares medidos y evaluados. La principal fuente de estos datos nucleares son experimentos de física nuclear realizados con aceleradores de partículas y reactores nucleares de investigación. Los datos experimentales se complementan con modelos y teorías nucleares. Para las aplicaciones de la tecnología nuclear (reactores de fisión, reactores de fusión, aceleradores de partículas, entre otros), los siguientes cuatro tipos de datos nucleares son importantes:

- Constantes nucleares. Incluyen masas nucleares, energías de amarre nuclear de los nucleones y las partículas pesadas y abundancias isotópicas.
- Datos de la estructura nuclear. Comprende estados base y excitados del núcleo y sus energías y propiedades cuánticas.
- Datos de decaimiento nuclear. Comprende las vidas medias de los núcleos radioactivos y las radiaciones emitidas durante su decaimiento, los espectros de energía de los neutrones emitidos durante la fisión espontánea de los actínidos, etc.
- Datos de reacciones nucleares. Incluyen los datos de las reacciones nucleares con neutrones, con fotones, con partículas cargadas (p, d, t ^3He).

Para el análisis de reactores de fisión, la última categoría de datos es importante pues contiene datos tales como las secciones eficaces microscópicas de las diferentes tipos de interacciones que tienen los neutrones y los rayos gama con los materiales del núcleo (combustible, encamisado, moderador, separadores, etc.), los parámetros de resonancia, las distribuciones angulares de los neutrones, las matrices de termalización de los principales moderadores, etc. Los datos cubren generalmente un rango de energía entre 10^{-5} eV y 20 MeV .

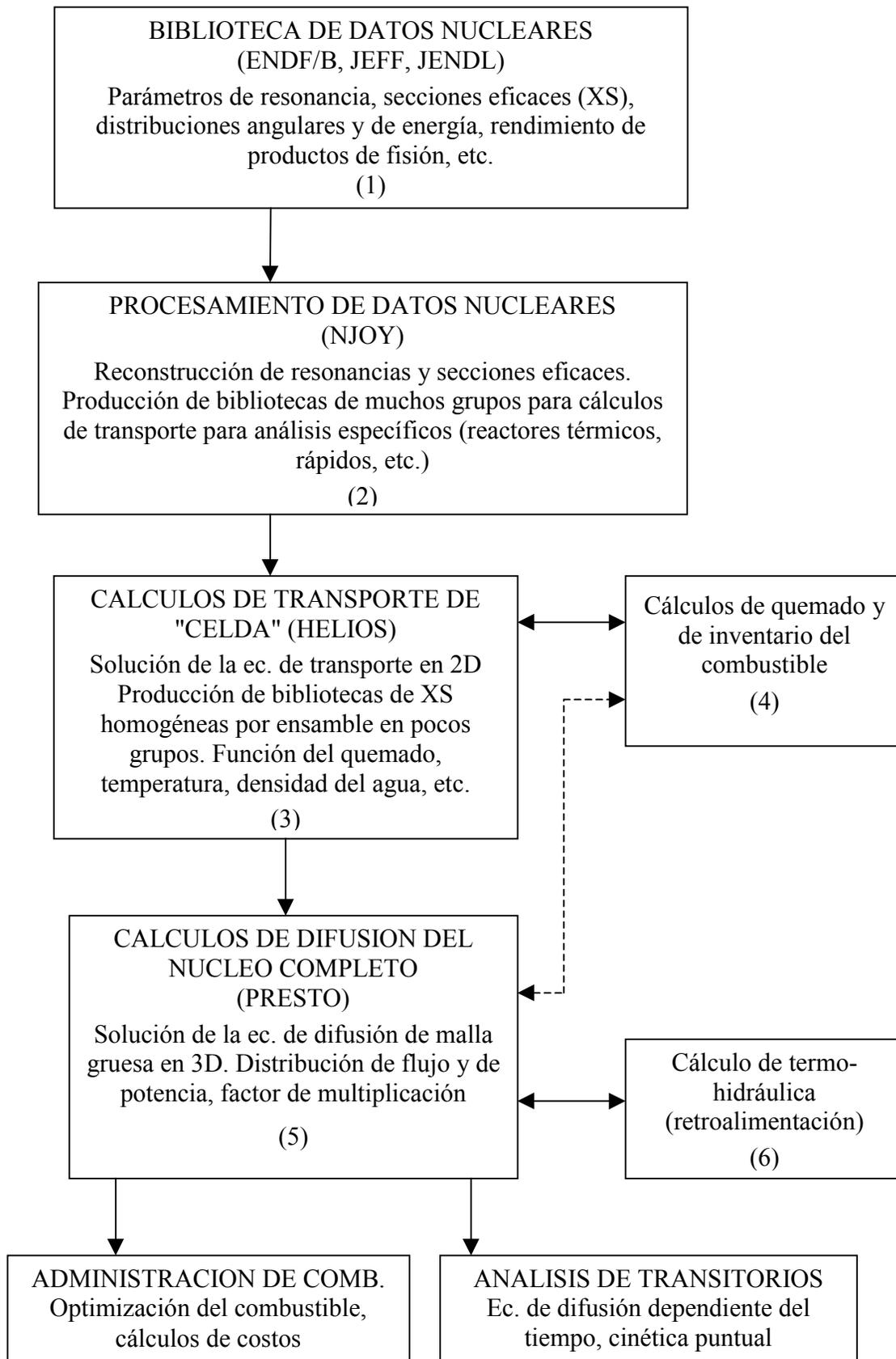


Figura 1. Esquema de Cálculo para el Análisis del Núcleo de un LWR

Todos estos datos se encuentran almacenados en bibliotecas. Las principales bibliotecas de datos nucleares son la ENDF/B, desarrollada y mantenida principalmente por Estados Unidos y Canadá, JEFF de los países europeos, BROND de los rusos y JENDL de Japón. En esta etapa, la dependencia con la variable energía es muy fina, por ejemplo, una tabla de alguna sección eficaz puede tener hasta 10,000 puntos, con el fin de asegurar una representación física adecuada de las reacciones nucleares y permitir una interpolación lineal o logarítmica entre puntos adyacentes. En la Figura 2 se puede observar la sección eficaz microscópica de absorción para los tres principales isótopos fisiles utilizados en los reactores nucleares. En esta figura se puede observar la dependencia de la sección eficaz con la energía. Cabe destacar la zona de las resonancias, en donde se observan esos grandes "saltos" que tiene la sección eficaz y por lo tanto se destaca la importancia de tener una tabulación muy fina del dato nuclear con la energía.

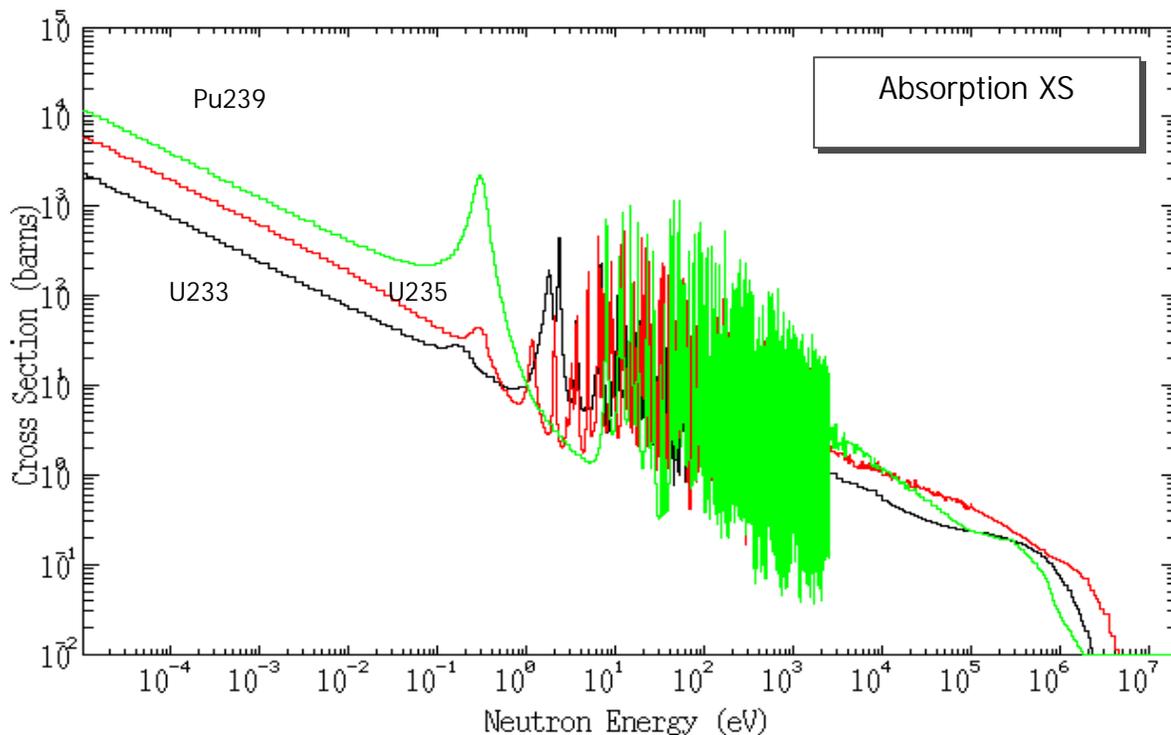


Figura 2. Sección eficaz microscópica de absorción de los principales isótopos fisiles.

Segunda Etapa

Estas bibliotecas de datos nucleares deben ser procesadas para producir bibliotecas de secciones eficaces ad-hoc para los cálculos de "celdas" basados en la ecuación de transporte. En esta etapa del esquema de cálculo, las bibliotecas de datos nucleares son colapsadas mediante el uso de funciones de peso adecuados, desde miles de puntos de energía hasta decenas o cientos de grupos de energía, dependiendo del código de transporte que se utilice (ver cuadro 2 de la Figura 1). La función de peso puede ser escogida arbitrariamente, pero desde el punto de vista de la conservación de las razones de reacción, al pasar de una estructura fina (miles de puntos) a una estructura de multigrupos (decenas o cientos de grupos) de energía, se acostumbra utilizar espectros de neutrones (o gamas) adecuados para colapsar las secciones eficaces. Por ejemplo,

para los reactores térmicos, como los LWR, se utiliza un espectro de Maxwell, para el rango de las energías térmicas (de 10^{-5} eV a 1 eV), un espectro de tipo 1/E para el rango intermedio (de 1 eV a 800 eV) y un espectro de fisión para el rango rápido (800 eV a 10 MeV). NJOY, programa desarrollado en el Laboratorio de los Alamos en Estados Unidos de América, es un buen ejemplo de código de procesamiento de datos nucleares y el más utilizado actualmente por la comunidad internacional.

Tercera Etapa

La siguiente etapa del esquema de cálculo (cuadro 3 de la Figura 1) corresponde a los cálculos de transporte de “celdas”, en el cual, actualmente, se efectúa sobre la representación explícita en todo detalle de la geometría a nivel del ensamble combustible, o mejor dicho de la celda, la cual representa un corte transversal en el plano XY de un ensamble completo tridimensional. La figura 3 muestra un ejemplo de la modelación y la discretización del código HELIOS para una celda típica de un BWR.

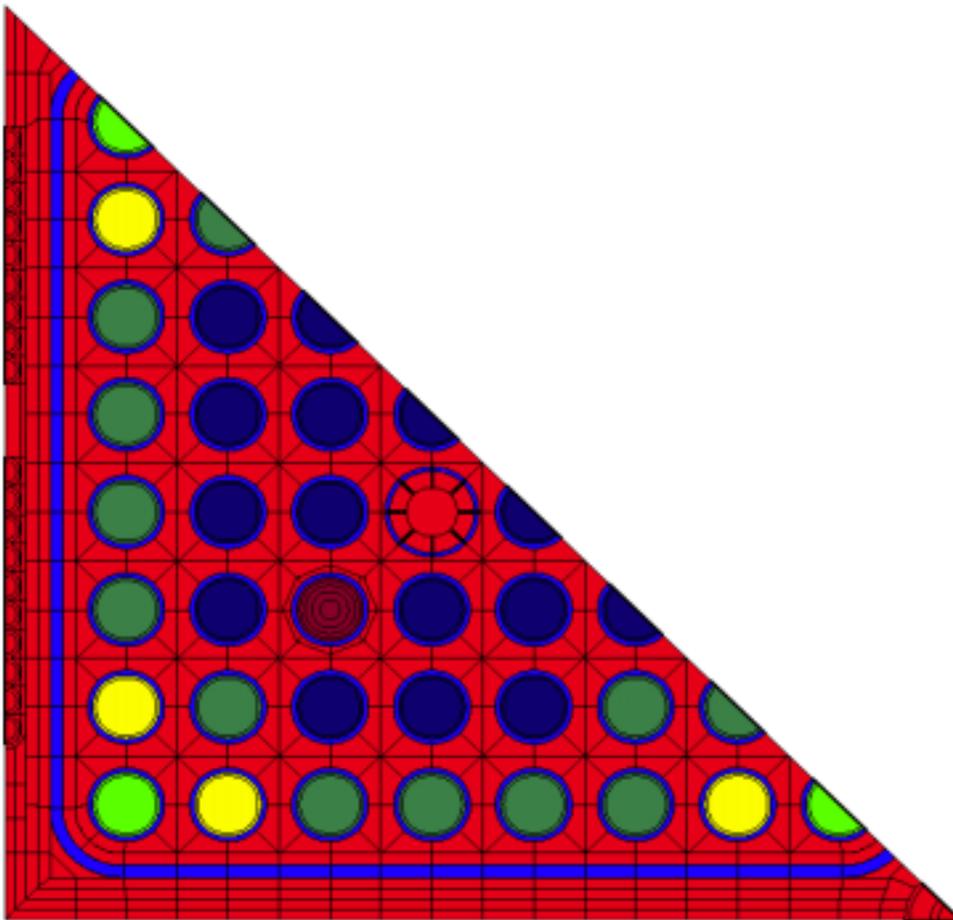


Figura 3. Modelo de un ensamble BWR con HELIOS (simetría diagonal)

En esta etapa se resuelve la ecuación de transporte de neutrones en dos dimensiones, generalmente X-Y, en todo el dominio de la celda, para una decena de grupos de energía. La solución se lleva a cabo utilizando métodos numéricos, como el de Probabilidades de Colisión, el de Ordenadas Discretas, etc. HELIOS es un ejemplo de un código que utiliza el método de Probabilidades de Colisión con Acoplamiento de Corrientes, con una biblioteca de secciones eficaces de 35 grupos de energía para los cálculos estándar. También tiene una biblioteca de 90 y otra de 190 grupos de energía para otro tipo de cálculos. La solución de transporte en esta etapa produce secciones eficaces homogeneizadas (en espacio) y colapsadas (en energía) en pocos grupos de energía (generalmente 2 grupos) para las celdas cada tipo de ensamble del núcleo. Dado que en esta etapa del esquema, los cálculos se realizan en medio infinito, es decir se supone que la celda se encuentra sola en el universo y repetida un número infinito de veces; por lo tanto se deben de calcular también, los coeficientes de corrección (factores de discontinuidad) que tomen en cuenta las fugas de neutrones entre diferentes regiones o ensambles. Estos factores deben de tomar en cuenta también el hecho de que se está pasando en esta etapa de una representación geométrica explícita (heterogénea) del ensamble a una representación promedio (homogénea) en la siguiente etapa de cálculo.

En esta segunda etapa se calcula también los cambios en la composición del combustible al irse “quemando”, debido a las diferentes reacciones nucleares que están sucediendo entre los neutrones y los materiales, así como por el decaimiento de los isótopos radiactivos que se están formando. Esto nos permite conocer en todo momento de la vida del combustible su inventario isotópico (ver cuadro 4 en la Figura 1).

La siguiente es una ecuación típica que se utiliza para conocer la evolución en el tiempo de algún isótopo del combustible:

$$\frac{dN_A}{dt} = -\lambda_A N_A - \left[\sum_g \sigma_{a_g}^A \phi_g \right] N_A + \lambda_B N_B + \left[\sum_g \sigma_{y_g}^C \phi_g \right] N_C \dots\dots\dots (2)$$

En donde los dos primeros términos con signo negativo, del lado derecho de la ecuación, representan los términos de desapariciones del isótopo A. El primero, son las desapariciones por el decaimiento radioactivo del isótopo, con su constante de decaimiento λ , y el segundo corresponde a las reacciones de absorción de neutrones a los diferentes grupos de energía “g”, mediante las cuales se transforma en otro isótopo. El tercer y cuarto término, representan las apariciones o formaciones del isótopo A, por dos mecanismos. Las apariciones por decaimiento de un isótopo B, que da lugar al isótopo A y las apariciones por captura neutrónica de un isótopo C que produce radiación gama y da lugar también al isótopo A.

Puede haber gran cantidad de análisis que hacer para un reactor nuclear: cálculos de aproximación a criticidad, estimación del margen de apagado, diseño de patrones de barras de control, diseño de un plan de recarga, etc. Para ello será necesario conocer la distribución de neutrones como una función de la temperatura de operación, de la posición de las barras de control, del quemado, de la densidad del agua o de la fracción de vacíos (BWR), de la concentración de boro soluble (PWR), etc. Por lo tanto es necesario realizar una gran cantidad de cálculos de transporte para varias condiciones de operación, con el fin de obtener los datos nucleares, que incluyen secciones eficaces, coeficientes de difusión, fracción de neutrones

retardados, factores de discontinuidad, entre otros. Estos datos nucleares se almacenan en bibliotecas o “bancos”, que son tablas o matrices multidimensionales, dependientes de variables de estado del núcleo, como el quemado, la temperatura y la densidad del agua o la fracción de vacíos. De esta manera, para el cálculo de un núcleo completo, se obtendrán los datos nucleares necesario, mediante la interpolación en la biblioteca de pocos grupos de energía.

Cuarta Etapa

Una vez que se han generado los datos de datos nucleares en pocos grupos de energía, generalmente dos, son utilizados para resolver la ecuación de difusión de neutrones de malla gruesa en 3 dimensiones, generalmente XYZ, para los dos grupos de energía (ver cuadro 5 de la figura 1). Se llama de malla gruesa porque el dominio de solución espacial ya no es tan fino como el que se explicó en la etapa del cálculo de transporte (ver figura 2), sino que ahora la malla de cálculo corresponde a nodos cúbicos del tamaño de la sección transversal de un ensamble, es decir que para un reactor como los de Laguna Verde, se tienen cubos de 15.24 cm de lado. Cabe notar entonces que para un núcleo de este tipo se tendrán 444 ensambles multiplicado por 25 nodos por ensamble, lo cual da 11,100 nodos.

La ecuación de difusión de neutrones es una aproximación de la ecuación de transporte en la cual ya no está presente la variable angular y en donde se ha aplicado la ley de Fick, que relaciona la corriente con el gradiente del flujo de neutrones, mediante un coeficiente de difusión:

$$J = -D \text{grad} \Phi$$

La interpretación física de esta aproximación es que una variación espacial en el flujo o densidad de neutrones origina una corriente de neutrones que fluyen de regiones de alta densidad a regiones de baja densidad de neutrones. Esto es comprensible dado que la cantidad de colisiones en regiones de alta densidad neutrónica será mayor con la tendencia a dispersar los neutrones, después de las colisiones, con mayor frecuencia hacia regiones de menor densidad. La razón a la cual esta difusión ocurre depende entonces del coeficiente de difusión del medio.

La validez de esta aproximación está limitada en las siguientes situaciones:

- Cerca de fronteras o de regiones donde las propiedades de los materiales cambian dramáticamente.
- Cerca de fuentes localizadas.
- En medios fuertemente absorbentes.

Es decir en general en regiones en donde la variación espacial (el gradiente) del flujo de neutrones es grande.

La ecuación de difusión la podemos escribir matemáticamente de la siguiente manera:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} - \nabla \cdot D(r, E) \nabla \phi + \sum_t (r, E) \phi(r, E, t)$$

$$= \int_0^{\infty} dE' \sum_s (E' \rightarrow E) \phi(r, E', t) + S(r, E, t) \dots \dots \dots (3)$$

en donde ahora las fugas están expresadas por el segundo término en el primer renglón de la ecuación (3) y los demás términos tienen prácticamente el mismo significado de la ecuación de transporte, con la salvedad de que ahora ya no dependen de la dirección angular.

Desde luego que esta ecuación es más sencilla de resolver que la ecuación de transporte, sin embargo, para la solución de un núcleo de un reactor “real” en dos grupos de energía, requiere también de una solución en computadora por métodos matemáticos como el de diferencias finitas, el de elementos finitos, los métodos nodales, etc., los cuales producen grandes sistemas de ecuaciones algebraicas que se resuelven con métodos numéricos ad-hoc.

La solución de la ecuación de difusión proporciona la distribución de flujo de neutrones promedio en cada uno de los nodos de cálculo, y por lo tanto se conocerá también la distribución de potencia en cada una de esas regiones. Si esto no es suficiente, y la distribución de potencia en cada barra de combustible es requerida, es necesario aplicar entonces un método de reconstrucción de potencia por barra. Este tipo de métodos se encuentran disponibles en los códigos de difusión modernos.

Dado que en un reactor de agua ligera, la remoción de la energía producida en la fisión nuclear, a través del refrigerante, es un proceso muy importante; es necesario realizar en esta etapa, un cálculo termohidráulico, el cual se acopla al cálculo de difusión (ver cuadro 6 de la figura 1). El acoplamiento de los modelos antes mencionados permite conocer parámetros de vital importancia para la seguridad y el desempeño del reactor nuclear. Por ejemplo la densidad del moderador o la fracción de vacío, la generación de calor lineal en el combustible (LHGR), la razón mínima de potencia crítica (MCPR) y otros límites térmicos de operación. PRESTO y SIMULATE son dos ejemplos de códigos o simuladores estáticos utilizados en esta etapa de cálculo.

Hasta esta etapa se efectúan los cálculos estándar en estado estacionario para el análisis del núcleo de reactores de agua ligera. Análisis posteriores como los de administración del combustible dentro del núcleo (optimización del costo del combustible) o los de análisis de transitorios, los cuales involucran la dependencia en el tiempo del flujo de neutrones, pueden realizarse utilizando la información producida en el esquema de cálculo presentado aquí.