

PRIMER EJERCICIO

GRUPO B - FÍSICA Y TECNOLOGÍA NUCLEARES

Tema 4: Cinética y control de reactores nucleares. Reactividad. Coeficientes de realimentación.

INDICE

- 1. Condiciones de criticidad.**
- 2. Determinación del factor de multiplicación infinito. Fórmula de los 4 factores.**
- 3. Ecuación de criticidad para un grupo.**
- 4. Ecuaciones cinéticas para un reactor desnudo. Teoría de un sólo grupo.**
 - 4.1. Condiciones de criticidad para neutrones instantáneos.**
- 5. Elementos de control de la reactividad.**
- 6. Coeficientes de reactividad.**
- 7. Moderación.**

RESUMEN

En este tema se define en primer lugar el concepto de criticidad y las condiciones de la geometría y composición del sistema nuclear para tener un reactor subcrítico y supercrítico. Se deduce la fórmula de los cuatro factores para determinar la condición de criticidad. A continuación se introduce el concepto de reactividad y se explican las ecuaciones cinéticas que permiten calcular el periodo de crecimiento de la población neutrónica con el tiempo. Se destaca la importancia de los neutrones secundarios para poder operar un reactor, ya que con neutrones instantáneos los tiempos de crecimiento del flujo y la potencia son muy breves y dificultan la utilización de sistemas de control. Por último, se describen elementos de control de la reactividad y características de los mismos. El tema termina con la descripción de los coeficientes de reactividad que existen en un reactor.

Relación con otros temas: B-3, tercer ejercicio (A-10, A-11)

1. Condiciones de criticidad.

En un sistema donde se produce una reacción en cadena debido a la fisión de algún isótopo fisionable es necesario realizar un balance neutrónico con el fin de determinar su tamaño crítico, es decir, la geometría que para una determinada composición isotópica permitiera mantener la reacción en cadena en el tiempo. La existencia de criticidad supone que el número de neutrones producidos iguale al de neutrones perdidos por procesos de absorción, fugas, etc.

Una propiedad fundamental en todo sistema nuclear en el que se están produciendo fisiones es el factor de multiplicación infinito k_{∞} , definido como la relación entre el número de neutrones absorbidos o producidos en una generación y los absorbidos o producidos en la generación anterior, considerando un reactor de tamaño infinito (sin fugas).

En el caso hipotético de un reactor infinito la condición de criticidad es $k_{\infty}=1$, ya que la relación entre el número de neutrones producidos y absorbidos entre generaciones se mantendrá constante.

En el caso de un reactor de tamaño finito, es decir con fugas a través de sus fronteras, se utiliza el factor de multiplicación efectivo k_{eff} , que se define como la relación entre el número de neutrones producidos por fisión en cada generación y el número total de neutrones perdidos, por absorción y por escape, en la generación anterior. En este caso, la condición de criticidad es $k_{eff}=1$. Si $k_{eff}<1$ la reacción en cadena se iría extinguiendo de forma gradual, y el sistema se llama subcrítico. Por el contrario, si $k_{eff}>1$ la población neutrónica aumentaría con el tiempo y el reactor se dice supercrítico.

De la definición de ambos coeficientes, se tiene que la relación entre el factor de multiplicación efectivo y el infinito es la probabilidad de que los neutrones permanezcan en el sistema y no sean absorbidos o escapen del mismo en las sucesivas generaciones. Esta probabilidad se llama probabilidad de permanencia.

$$k_{eff} = k_{\infty} * P$$

Por lo tanto, el problema de establecer la condición de criticidad para un sistema finito se divide en dos partes. La primera consiste en calcular el factor de multiplicación infinito, que es función de los materiales (combustible, moderador, refrigerante, estructuras, etc) que constituyen el reactor. La segunda parte consiste en la determinación de la probabilidad de permanencia, que depende parcialmente de la naturaleza de los materiales, pero sobre todo de la geometría del sistema, es decir de su forma y tamaño.

2. Determinación del factor de multiplicación infinito. Fórmula de los cuatro factores.

Se define con el símbolo η , el número medio de neutrones liberados directamente por fisión, por cada neutrón térmico absorbido en el combustible. El combustible es el material que contiene el isótopo fisible, pero puede estar constituido por un isótopo fisible puro o contener además un material fértil. Es necesario distinguir la magnitud anterior η , de la ν , definida esta última como el número de neutrones liberados, por cada neutrón absorbido, en una reacción de fisión. La relación entre ambas es:

$$\eta = \nu * (\text{neutrones liberados en reacciones de fisión} / \text{n}^{\circ} \text{ total de neutrones absorbidos en el combustible})$$

Como en la fisión térmica del U-235 y Pu-239 los valores de η exceden muy poco de 2, resulta imposible construir a base de estos isótopos reactores reproductores, ya que la cantidad de Pu-239

producida en un reactor térmico reproductor no excede, en general, a la cantidad consumida de ese isótopo o de U-235 para mantener la reacción en cadena.

Con objeto de calcular el factor k_{∞} suponemos que en un instante determinado, que representa el comienzo de una generación, hay n neutrones térmicos dispuestos para ser absorbidos por el combustible (constituido por uranio); en consecuencia se producirán por fisión $n \cdot \eta$ neutrones rápidos. Como estos nacen con una energía grande, la mayoría de las fisiones se producen en el U-238 del combustible, ya que la sección eficaz de fisión para neutrones rápidos es mucho mayor en el U-238 que en el U-235. Para tener en cuenta este hecho, se define el factor de fisión rápida ϵ , como la relación entre el nº total de neutrones (rápidos) moderándose a partir de la energía umbral de fisión del U-238, y el nº de neutrones producidos por fisiones térmicas. Por lo tanto, la captura en el combustible de n neutrones térmicos conduce a $n \cdot \eta \cdot \epsilon$ neutrones rápidos, que se van moderando a partir de la energía umbral de fisión del U-238 que es aproximadamente 1 MeV.

A lo largo del proceso de moderación parte de los neutrones son absorbidos en reacciones distintas de la fisión, se define probabilidad de escape a las resonancias como la fracción de los neutrones que no son absorbidos p en el proceso de moderación desde la energía de fisión hasta energías térmicas (equilibrio térmico con el medio).

Por lo tanto, el número de neutrones que alcanzan las energías térmicas viene dado por la expresión siguiente $n \cdot \eta \cdot \epsilon \cdot p$. La probabilidad p depende de los materiales utilizados y de la concentración de los mismos.

Una vez termalizados los neutrones se difunden durante cierto tiempo hasta ser absorbidos por el moderador, el combustible, materiales estructurales u otros materiales absorbentes de neutrones conocidos como "venenos". Por lo tanto, de la totalidad de los neutrones térmicos, solamente es absorbida en el combustible una fracción f que se conoce como "factor de utilización térmica", y se define como:

$$f = (n \text{ térmicos absorbidos por combustible}) / (\text{total de } n \text{ absorbidos})$$

Al igual que la probabilidad de escape a las resonancias, f depende de la naturaleza de los materiales utilizados como moderador, combustible, etc, y de la relación entre sus concentraciones.

Teniendo en cuenta que la velocidad de absorción de los neutrones por el combustible viene determinado por el producto entre la sección eficaz macroscópica de absorción por el flujo neutrónico y por el volumen donde se produce la absorción, el factor de utilización térmica se puede escribir de la forma siguiente:

$$f = (V_u \Sigma_a \phi_u) / (V_u \Sigma_{au} \phi_u + V_m \Sigma_{am} \phi_m + V_i \Sigma_{ai} \phi_i)$$

donde u , m e i se refieren al uranio, moderador e impurezas respectivamente.

En el caso de que el sistema sea homogéneo, todos los volúmenes son iguales, el flujo es el mismo y el factor de utilización térmica es la relación entre las secciones eficaces macroscópicas.

$$f = \Sigma_{au} / (\Sigma_{au} + \Sigma_{am} + \Sigma_{ai})$$

Por el contrario, si se trata de un sistema heterogéneo esto no es así, y es necesario considerar los volúmenes y flujos en el combustible, moderador e impurezas. No obstante, es fácil demostrar que

en este caso cada uno de los sumandos $V \Sigma_a$ es igual al producto del volumen total por una sección macroscópica promedio (Σ') calculada suponiendo todos los integrantes del sistema heterogéneo están distribuidos uniformemente (es decir, el combustible, moderador o impurezas se extiende por el volumen total).

$$f(\text{heterogéneo}) = (\Sigma'_a \phi_u) / (\Sigma'_{au} \phi_u + \Sigma'_m \phi_m + \Sigma'_i \phi_i)$$

Al tratarse de un sistema infinito todos los neutrones que alcanzan energías térmicas son absorbidos por uno u otro material, la fracción de los neutrones que son absorbidos por el combustible (independientemente de si es un sistema homogéneo o heterogéneo) es $n^* \eta^* \epsilon^* p^* f$.

Por lo tanto, teniendo en cuenta la definición del factor de multiplicación infinito como la relación entre el número de neutrones absorbidos o producidos en una generación y los absorbidos o producidos en la generación anterior en un reactor infinito, se tiene:

$$K_\infty = n^* \eta^* \epsilon^* p^* f / n = \eta^* \epsilon^* p^* f$$

Esta expresión se conoce como fórmula de los cuatro factores y simplifica el cálculo de las condiciones de criticidad para el caso de un sistema ∞ ; es decir, en el que no se consideran fugas.

En caso de tratarse de un sistema de dimensiones finitas la condición de criticidad puede establecerse a partir de la k_∞ y teniendo en cuenta la probabilidad de permanencia P . La condición de criticidad en este caso, viene dada por la expresión $k_{\text{eff}} = k_\infty * P$. La probabilidad de permanencia es muy difícil de calcular debido a la dependencia con la energía que los gradientes de concentración y coeficientes de difusión. Una primera aproximación para calcular la función del flujo neutrónico con la energía se basa en suponer que todos los procesos de producción, absorción, etc, se producen a la misma energía. Esta aproximación se conoce como método de difusión en "un grupo", ya que la ecuación de difusión que rige la distribución espacial de neutrones se resuelve para una sola energía.

3. Ecuación de criticidad para un grupo de energía

En un reactor crítico, la densidad neutrónica se mantiene en estado estacionario sin necesidad de una fuente extraña o primaria, por lo que la ecuación de difusión para un único grupo tiene la expresión siguiente:

$$D \nabla^2 \phi - \Sigma_a \phi + S = 0,$$

donde S corresponde a los neutrones de fisión producidos por el material combustible. Por cada neutrón absorbido en el núcleo, se producen k_∞ neutrones de fisión, por lo tanto $k_\infty \Sigma_a \phi$. D es el coeficiente de difusión para un grupo. Si se define $L^2 = D/\Sigma_a$ (cuadrado de la longitud de difusión para esa energía), la ecuación anterior queda de la forma siguiente:

$$\nabla^2 \phi + (k_\infty - 1)/L^2 \phi = 0$$

Se define la laplaciana B^2 del sistema o "buckling" a $(k_\infty - 1)/L^2$. De acuerdo con la naturaleza de la ecuación de difusión, la laplaciana es una medida de la curvatura de la distribución espacial del flujo neutrónico.

La condición de criticidad para un solo grupo viene dada por la expresión:

$$(k_\infty - 1)/L^2 = B^2_{(\text{crítica})}$$

donde la laplaciana viene determinada por los materiales del sistema. Además, se puede resolver la ecuación de difusión para diferentes geometrías (esféricas, cilíndricas, etc) y obtener la expresión de B^2 en esas geometrías con los que se establece una condición de criticidad en el sistema en función de las características geométricas y los materiales del sistema.

Teniendo en cuenta la expresión de la laplaciana, se tiene la condición de criticidad para un sistema de dimensiones finitas:

$$K_{\infty} / (1 + L^2 B^2_{\text{(critico)}}) = 1$$

Por lo que identificando P en la expresión anterior ($k_{\infty} * P = 1$), se tiene que en el caso de un solo grupo la probabilidad de permanencia viene dada por $1/(1 + L^2 B^2_{\text{(critico)}})$.

La aproximación de un solo grupo es relativamente adecuada en los reactores rápidos donde los procesos de producción, absorción, etc, ocurren fundamentalmente en la misma energía. En el caso de reactores térmicos es mejor, como primera aproximación, resolver la ecuación de difusión en dos grupos (uno rápido y otro térmico). En este caso, la condición de criticidad es similar a la anterior pero con una probabilidad de permanencia P para cada uno de los grupos.

Las condiciones de criticidad establecidas hasta ahora y el flujo neutrónico correspondiente se refieren a unas condiciones estacionarias en el tiempo, donde sólo hay una variación espacial. Sin embargo, la potencia de un reactor depende no sólo de las secciones eficaces de fisión y del material fisible presente sino también de la variación del flujo neutrónico con el tiempo. Durante la puesta en marcha, parada del reactor y transitorios operacionales se producen variaciones del flujo con el consiguiente cambio en las condiciones de criticidad del reactor. La cinética de los reactores trata de calcular el factor de multiplicación efectivo cuando tenemos un flujo neutrónico que varía con el tiempo.

4. Ecuaciones cinéticas para un reactor desnudo. Teoría un solo grupo.

La potencia de funcionamiento de un reactor nuclear depende de la masa de material fértil presente, de la sección eficaz microscópica de fisión, y del flujo neutrónico. De estos factores, el que mejor se presta al control de la potencia es el flujo neutrónico. Lo que se pretende mediante el estudio de las ecuaciones cinéticas es comprender cómo varía el flujo neutrónico frente a variaciones del factor de multiplicación efectivo (o de la reactividad), de la temperatura del refrigerante primario, o debido a la acumulación de productos de fisión que absorben neutrones (venenos).

Hasta ahora se han tratado las condiciones o las características para tener criticidad en un reactor en el que la densidad o flujo neutrónico permanecen constantes e independiente del tiempo. Ahora se exponen las variaciones transitorias en el flujo neutrónico. Estas situaciones se producen durante el arranque o parada de un reactor, o durante anomalías que provoquen una desviación respecto al estado crítico y por lo tanto, variaciones en el flujo neutrónico.

Una magnitud importante en la cinética de reactores es la vida neutrónica que se define como el tiempo transcurrido entre la liberación de un neutrón en un proceso de fisión, y su desaparición del sistema por absorción o por escape. Esta vida neutrónica se divide en dos partes: tiempo de moderación o intervalo medio de tiempo para que los neutrones de fisión sean moderados a energías térmicas, y b) tiempo de difusión o vida neutrónica térmica.

La aproximación más sencilla para hallar la evolución del flujo neutrónico es la aproximación cinética de un reactor considerando un sólo grupo de energía. La ecuación de difusión para un solo grupo de energía, suponiendo un sistema dinámico donde varía la concentración de neutrones es la siguiente:

$$D\nabla^2\phi - \Sigma_a \phi + S = dn/dt$$

Al considerarse el tiempo como magnitud es necesario tener en cuenta la existencia de neutrones instantáneos y los difereridos. Si β es la fracción de neutrones retardados, la de instantáneos es $(1-\beta)$ y la velocidad de producción de estos neutrones viene dada por la expresión $k_\infty \Sigma_a \phi (1-\beta)$. Esta es la contribución de neutrones instantáneos a la fuente S anterior. Los neutrones retardados se pueden agrupar en 6 grupos de neutrones cada uno de los cuales tiene una velocidad de formación dada por la de desintegración de su precursor correspondiente $\lambda_i C_i$, donde C_i es la concentración del precursor C_i . El término fuente S en la expresión anterior es la suma a los 6 grupos del término $\lambda_i C_i$ más la generación de neutrones instantáneos mencionada. Sustituyendo en la expresión anterior tenemos:

$$D\nabla^2\phi - \Sigma_a \phi + k_\infty \Sigma_a \phi (1-\beta) + \sum \lambda_i C_i = dn/dt$$

Al tratarse de un reactor de tamaño finito, el flujo, las secciones eficaces macroscópicas y las concentraciones de los precursores por cm^3 dependen de la variable espacial. Sin embargo, se puede separar la variable espacial de la temporal, y sustituir $D\nabla^2\phi$ por $-B^2\phi$ a condición de que el sistema no esté muy alejado de la criticidad. Por otro lado, teniendo en cuenta la definición anterior de L^2 , del $\phi = n \cdot v$ y la expresión de $K_{\text{eff}} = 1/(1 + L^2 B^2_{(\text{critico})})$, la ecuación anterior queda:

$$k_\infty v \Sigma_a ((1-1/k_{\text{eff}}) - \beta) n + \sum \lambda_i C_i = dn/dt$$

teniendo en cuenta que la vida de un neutrón en medio infinito es $1/v\Sigma_a$, el tiempo de generación de los neutrones instantáneos l^* es $1/k_\infty v \Sigma_a$. Esta magnitud depende sólo de la composición del reactor y del tipo del reactor y no es dependiente del tamaño.

Por otro lado la ecuación anterior se simplifica definiendo la reactividad $\rho = (k_{\text{eff}} - 1)/k_{\text{eff}}$:

$$dn/dt = (\rho - \beta/l^*) n + \sum \lambda_i C_i$$

que conjuntamente con las ecuaciones de la variación de la concentración de los precursores con el tiempo:

$$dC_i/dt = \beta_i k_\infty \Sigma \phi - \lambda_i C_i$$

constituyen el sistema de ecuaciones que es el fundamento de la cinética de reactores nucleares. La solución n del sistema anterior tiene la expresión $n = n_0 e^{-\omega t}$ y $C = C_0 e^{-\omega t}$ donde ω tiene dimensiones de tiempo inverso. Sustituyendo en el sistema de ecuaciones anterior se tiene la expresión de ρ en función de las propiedades de los materiales integrantes del reactor:

$$\rho = \omega l^* \sum (\omega \beta_i / \omega + \lambda_i)$$

que es una ecuación algebraica de séptimo grado en ω , por lo que a cada valor de ρ corresponden siete valores de ω , y $n(t)$ es un sumatorio para los siete valores de ω .

En el caso de valores positivos de la reactividad ρ (es decir con un k_{eff} mayor que uno) sólo una de las raíces es positiva, el resto son negativas, por lo que pasado un cierto tiempo desde el aumento de la reactividad en la expresión de $n(t)$ sólo aparece un término exponencial correspondiente a la

raíz positiva. Se define el periodo estable del reactor como el tiempo que tiene que transcurrir para aumentar la población neutrónica en un factor e.

$$N(t)=n_0 e^{t/T} \text{ donde } T \text{ es el periodo del reactor } T= 1/\omega \text{ (con } \omega \text{ la raíz positiva)}$$

Se pueden definir periodos transitorios relacionados con las otras raíces ω .

Si la reactividad es negativa todas las raíces son negativas y se puede definir un periodo transitorio en función de la ω más pequeña.

Supongamos para simplificar que tenemos únicamente un grupo de neutrones retardados la expresión de ρ es la siguiente:

$$\rho = \omega l^* + \omega \beta /(\omega + \lambda)$$

donde la λ es la constante de desintegración promediada a los 6 grupos. La ecuación anterior es una ecuación de segundo grado en ω . Resolviendo el sistema de la cinética de reactores en este caso, se obtiene la expresión de la concentración $n(t)$ que está formada por dos sumandos en los que aparece $\beta - \rho$. Si $\beta - \rho$ es positivo uno de los sumandos al tener exponente negativo desaparece con el tiempo y queda la expresión:

$$n=n_0 \beta /(\beta - \rho) e^{\lambda t/(\beta - \rho)} \text{ y se define el periodo del reactor como } T_p = (\beta - \rho) / \lambda$$

4.1 Condición de criticidad por neutrones instantáneos

Cuando un reactor alcanza la criticidad con los neutrones instantáneos se dice que es crítico por neutrones instantáneos. En este caso la ecuación de la cinética queda:

$$dn/dt= (\rho - \beta) / l^* n$$

cuando el reactor es crítico, $dn/dt= 0$ lo que implica que $\rho = \beta$. Por ejemplo, en el caso del U-235 la $\beta=0,0065$, y alcanza la criticidad cuando $\rho = 0,0065$ que equivale a un $k_{eff} = 1/(1-\rho) = 1,0065$.

Cuando el valor de la reactividad supera el valor de crítico con neutrones instantáneos, la reacción en cadena puede mantenerse únicamente con neutrones instantáneos y se dice que el reactor "ha superado los neutrones retardados". Debido a su importancia, se utiliza la condición de criticidad por neutrones instantáneos para definir una nueva unidad de reactividad que se conoce como "dólar". Se define la reactividad en dolares como ρ / β . Por lo tanto, cuando un reactor alcanza la criticidad con neutrones instantáneos su reactividad es exactamente 1 dólar. Por ejemplo, un reactor térmico de U-235 que opera con una reactividad de 1,5 dólares tiene una ρ de $1,5 * 0,0065= 0,0097$ y un factor de multiplicación efectivo de 1,0098 (a partir de $k_{eff} = 1/(1-\rho)$).

La reactividad no tiene dimensiones al ser la relación entre números adimensionales; sin embargo, se utilizan las unidades artificiales "pcm" para hacer más fácil el uso del concepto de reactividad.

De acuerdo con la definición de reactividad $\rho= (k_{eff}-1)/k_{eff}$, la reactividad se expresa en términos de $\Delta k_{eff}/ k_{eff}$. A partir de estas unidades se deriva el $\% \Delta k_{eff}/ k_{eff}$, que también se denomina pcm ("percent milirho"). La conversión entre $\Delta k_{eff}/ k_{eff}$ y las pcm es la siguiente:

$$1\% \Delta k_{eff}/ k_{eff}= 0,01 \Delta k_{eff}/ k_{eff}$$

$$1 \text{ pcm} = 0,00001 \Delta k_{eff}/ k_{eff}$$

Los coeficientes de reactividad se dan fundamentalmente en pcm/°F, el valor diferencial de barras se da en pcm/paso.

5. Elementos de control de la reactividad.

El primer elemento utilizado en los reactores nucleares para el control de la reactividad, a través del control del flujo neutrónico, está constituido por las barras de control. Las barras de control están formadas por una aleación de Ag, In y Cd que tiene gran poder de absorción de neutrones. El grado de absorción depende de la energía del neutrón.

Los elementos de combustibles tienen una configuración generalmente, en el caso de los reactores de agua a presión, de 17 x 17 varillas de combustible. En los elementos combustible que tiene barra de control una de las varillas de combustible se sustituye por una barra de unos 4 m de longitud constituida por la aleación indicada anteriormente. Varias varillas de control se agrupan en torno a un eje en una configuración conocida como "araña" de forma que la desenergización de unas bobinas liberan la barra introduciéndose en el núcleo y absorbiendo el flujo neutrónico.

El boro también se utiliza en los reactores nucleares para controlar la reactividad como veneno soluble ya que es absorbente de neutrones. En los reactores nucleares su concentración va disminuyendo a lo largo del ciclo a medida que se va agotando la reactividad del núcleo, es decir, a medida que aumenta el quemado del combustible. Además, del boro se utilizan otros absorbentes de neutrones para controlar la reactividad del núcleo como gadolinio, hafnio, etc.

Las barras de control afectan al valor del factor de multiplicación efectivo (K_{eff}) o a la reactividad. Como en el caso de un reactor a potencia el $K_{eff} = 1$ (crítico), un movimiento de las barras de control supone un cambio en la K_{eff} o lo que es igual el mismo un cambio en la reactividad independientemente del nivel de potencia en el que se produce ya que se produce una absorción determinada de flujo neutrónico. Una característica importante de las barras de control es el "valor diferencial de barra", que se define, como la reactividad que se inserta o quita cuando se insertan o extrae la barra una unidad de longitud. Para calcular el valor diferencial de barra en un reactor nuclear, se parte del reactor crítico y se van extrayendo las barras un determinado número de pasos hasta llevar el reactor a un estado un poco supercrítico con lo que aumenta el flujo neutrónico con un periodo estable determinado, proporcional a la reactividad insertada. Midiendo el periodo T de crecimiento del flujo neutrónico se deduce mediante la reactividad insertada. Posteriormente, dividiendo esa reactividad por el número de pasos extraídos se obtiene el valor diferencial de cada barra de control.

Las barras de control se agrupan en bancos de forma que todas las barras de un banco se mueven al unísono como una unidad. Las barras de un banco se hallan simétricamente dispuestas en el núcleo para no crear distorsión radial de flujo durante su movimiento.

Se define el margen de parada como la cantidad instantánea de reactividad por la cual el reactor se haría subcrítico desde su condición presente suponiendo que todos los bancos se insertan completamente excepto el de mayor antirreactividad que se supone permanece totalmente extraído.

Mediante el margen de parada se asegura que: a) el reactor puede hacerse subcrítico desde todas las condiciones operativas, b) los transitorios de reactividad son controlables dentro de límites aceptables y c) el reactor se mantendrá suficientemente subcrítico para evitar la criticidad accidental en la condición de parada.

Como ejemplo, si el valor diferencial de barras es 11,7 pcm/paso de inserción, es fácil calcular cual será la variación de la reactividad al extraer la barra de control desde la posición 40 pasos extraídos a 45 pasos extraídos. La reactividad $\Delta\rho = 11,7 * (45-40) = 58,5 \text{ pcm} = 0,000585 \Delta K_{eff} / K_{eff}$.

Las exigencias de margen de parada varían a lo largo del ciclo en función del quemado o empobrecimiento del combustible, concentración de boro del sistema de refrigeración y temperatura media del sistema de refrigeración; sin embargo, la condición más restrictiva se produce al final de ciclo y está asociada al accidente postulado de rotura de tubería de vapor y al consiguiente enfriamiento incontrolado resultante del sistema de refrigeración del reactor.

6. Coeficientes de reactividad.

La reactividad es consecuencia de las propiedades nucleares y físicas, es decir, de las secciones eficaces macroscópicas de los materiales que integran el reactor nuclear. Por lo tanto, cualquier fenómeno que suponga una modificación de éstas se traducirá en una variación de la reactividad.

Generalmente, la magnitud más importante desde el punto de vista de la variación de la temperatura es la reactividad. Si el sistema es un reactor de agua a presión PWR, la presión se mantiene constante, y por lo tanto, no es demasiado importante el estudio que la variación de la misma tiene sobre la reactividad. En cuanto a la temperatura, en primer lugar hay que tener en cuenta la variación en la concentración de átomos por cm^3 que se producen por variación de la temperatura y que afecta a las propiedades del moderador y del refrigerante fundamentalmente. Esta variación de la reactividad debida a la variación en la densidad se considera a través del coeficiente de densidad del moderador o del refrigerante. Debido a que el coeficiente de dilatación de los líquidos es mayor que el de los sólidos, este coeficiente se considera en el moderador o refrigerante (agua en los PWR y BWR) y no en el combustible.

Por otro lado, en el combustible cuando se produce un aumento de la temperatura se tiene el llamado efecto Doppler neutrónico, que consiste en un ensanchamiento de los picos de las resonancias con lo que los neutrones en su proceso de moderación pueden ser absorbidos en estas resonancias con mayor probabilidad. Como consecuencia de este efecto Doppler, la posibilidad de escape a las resonancias disminuye con el aumento de la temperatura del combustible. Este efecto se considera a través del llamado coeficiente Doppler, que es la variación de la reactividad por cada grado de variación de la temperatura en el combustible.

Por el contrario, al aumentar la temperatura de un moderador o refrigerante líquido se produce una dilatación lo que trae como consecuencia que se absorban más neutrones en el combustible que en el moderador o en el refrigerante y por lo tanto, aumenta el factor de utilización térmica f .

De forma global se define el coeficiente de temperatura del moderador como el cambio en la reactividad por grado de temperatura. Un reactor se dice que está "submoderado" cuando una disminución en la relación moderador/combustible disminuye el factor de multiplicación efectivo debido a la absorción en las resonancias. Por otro lado, un reactor se dice "sobremoderado" cuando un incremento en la relación moderador/combustible disminuye el factor de multiplicación debido a la disminución del factor de utilización térmica. Los reactores nucleares se diseñan normalmente para funcionar de forma submoderada, de forma que el coeficiente de temperatura sea negativa, y cualquier aumento de la misma como consecuencia de un problema de refrigeración, etc, provoque la disminución de la reactividad y la subcriticidad del reactor.

Un aumento de la temperatura del moderador provocará una disminución de la relación moderador a combustible y viceversa.

Se define un coeficiente de temperatura que incluye todas los coeficientes parciales de reactividad. Desde el punto de vista de la seguridad es muy importante que este coeficiente de temperatura sea negativo para que cualquier aumento de la temperatura provoque una disminución de la reactividad y la subcriticidad del reactor. Por lo general, el coeficiente Doppler es más efectivo en la disminución

rápida de la reactividad porque la temperatura del combustible aumenta, ante una pérdida de refrigeración por ejemplo, mucho más rápidamente que la del moderador.

En un reactor existen ciertas características autolimitadoras. En concreto el coeficiente de temperatura negativa es una realimentación negativa, porque ante un aumento de la temperatura se produce una disminución de la reactividad. Hay algunos productos de fisión, aunque no el xenón ni el samario, puesto que solamente se forman tras un retardo de tiempo considerable, pueden contribuir a la realimentación negativa, ya que el aumento del flujo neutrónico aumenta el envenenamiento y disminuye la reactividad.

También se define el coeficiente de potencia de la reactividad como la variación de ésta por unidad de incremento de potencia. Son varios los factores que intervienen en este coeficiente, los dos más evidentes son la temperatura y el envenenamiento por productos de fisión. Ambos factores son independientes por lo que se puede definir una realimentación por temperatura y por productos de fisión de forma independiente.

7. Moderación de neutrones.

Como se ha dicho anteriormente los neutrones nacen con una energía alta y por colisiones elásticas con los átomos del moderador van moderándose, es decir disminuyendo su energía, hasta llegar al equilibrio térmico con el medio, en ese momento los neutrones se dice que están termalizados.

Con objeto de definir el poder de moderación de un moderador, es necesario definir primero el decremento logarítmico medio como el valor medio para todas las colisiones, de la diferencia $\ln E_1 - \ln E_2$, donde E_1 es la energía del neutrón antes de la colisión y E_2 la energía después de la colisión. Es fácil demostrar que el decremento logarítmico medio depende del número másico, siendo independiente de la energía del neutrón.

Para calcular el número medio de colisiones en un moderador determinado, necesarias para reducir la energía de los neutrones de fisión, por ejemplo de 2 MeV al valor térmico a la temperatura ordinaria (0,025 eV), no hay más que dividir $\ln (2 \cdot 10^6 / 0,025)$ por el valor del decremento logarítmico medio.

Un buen moderador es aquel que produce por término medio una reducción grande la energía del neutrón. Esto implica que el decremento logarítmico medio debe ser lo más grande posible. No obstante, además de un valor de este decremento grande es necesario que se produzca el mayor número de dispersiones lo que significa que la sección eficaz de dispersión debe ser lo más grande posible. Se define el poder moderante como el producto del decremento logarítmico medio por la sección eficaz macroscópica de dispersión.

El poder moderante no es la magnitud todavía adecuada para definir la capacidad de moderación de un elemento, porque es necesario tener en cuenta la absorción del moderador. Cuando mayor sea el poder moderante y menor la absorción mejor será el moderador. Se define la relación de moderación como el cociente entre el poder moderante y la sección eficaz macroscópica de absorción. La mejor relación de moderación se tiene con el agua pesada.

Por motivos prácticos resulta conveniente expresar la energía del neutrón E en forma logarítmica, definiendo una magnitud denominada letargia o decremento energético logarítmico como:

$$U = \ln E_0 / E$$

En la que E_0 es una energía arbitraria de referencia a que corresponde una letargia 0. Por lo general se asigna a esta energía un valor elevado, por ejemplo, 10 MeV, de suerte que prácticamente todos los neutrones de un reactor poseen energía inferiores a E_0 y por lo tanto a letargias positivas.

Si E_1 y E_0 son las energías de un neutrón antes y después de una colisión de dispersión, y u_1 y u_2 las letargias respectivas, la variación de la letargia viene dada por:

$$u_2 - u_1 = \ln E_1/E_2$$

De acuerdo con la definición del decremento logarítmico medio, se deduce que el recíproco de esta magnitud es igual al número medio de colisiones por unidad de variación de la letargia. Además, de acuerdo con la definición de la letargia, la disminución de la energía en función de la letargia es exponencial.