

Introducción al Análisis de Reactores Nucleares

Objetivo

Esta clase tiene como objetivo que los alumnos comprendan los fenómenos básicos relacionados con el análisis y diseño de reactores nucleares, en particular con los procesos e interacciones que tienen lugar entre los neutrones y los materiales que conforman el núcleo del reactor, con el fin de determinar la distribución de neutrones dentro del mismo.

Desarrollo

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 principalmente a la captura y a las fugas.

El origen de la energía producida en un reactor nuclear es la fisión (figura 1), la cual es una reacción nuclear en la que un neutrón es absorbido por un núcleo de ciertos átomos, produciéndose su ruptura en dos fragmentos, cuyas masas son del mismo orden de magnitud. Al mismo tiempo se produce la emisión de un número variable de nuevos neutrones, aproximadamente 2.5, y unos 200 MeV de energía. También hay emisión de diversas radiaciones en el instante mismo de la fisión y, posteriormente, debido al decaimiento de los fragmentos de fisión que están en estado excitado.

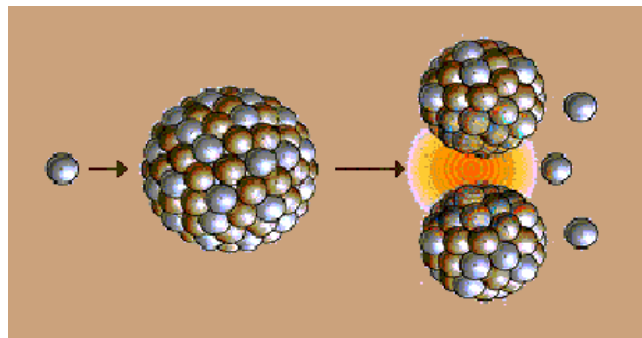


Figura 1. La fisión nuclear.

De los 200 MeV liberados en la fisión nuclear, aproximadamente el 85% corresponde a la energía cinética de los productos o fragmentos de fisión. La fisión es posible en isótopos naturales, en particular el uranio y el torio y en isótopos producidos artificialmente, como el plutonio y los elementos transuránicos en general.

El espectro o distribución de energía de los neutrones producidos en la fisión es una función continua, con un máximo de 10 MeV y una energía promedio de 2 MeV, como se muestra en la figura 2.

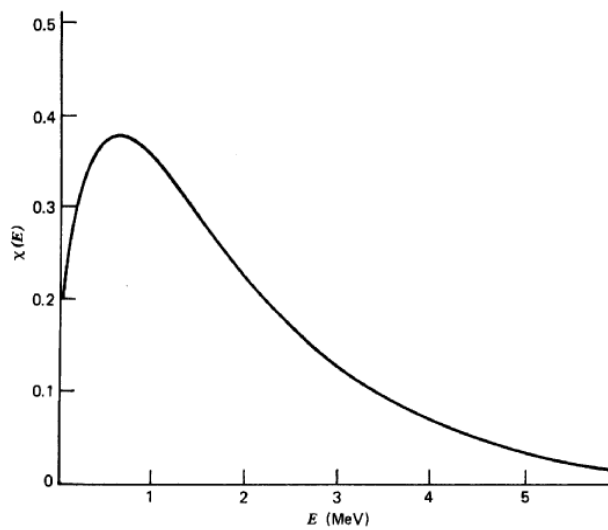


Figura 2. Espectro de fisión del U-235.

Gracias a la producción de los neutrones de fisión es posible mantener una reacción en cadena (figura 3), lo cual nos permite, si se diseña adecuadamente, tener un reactor operando hasta que se agota el material fisible.

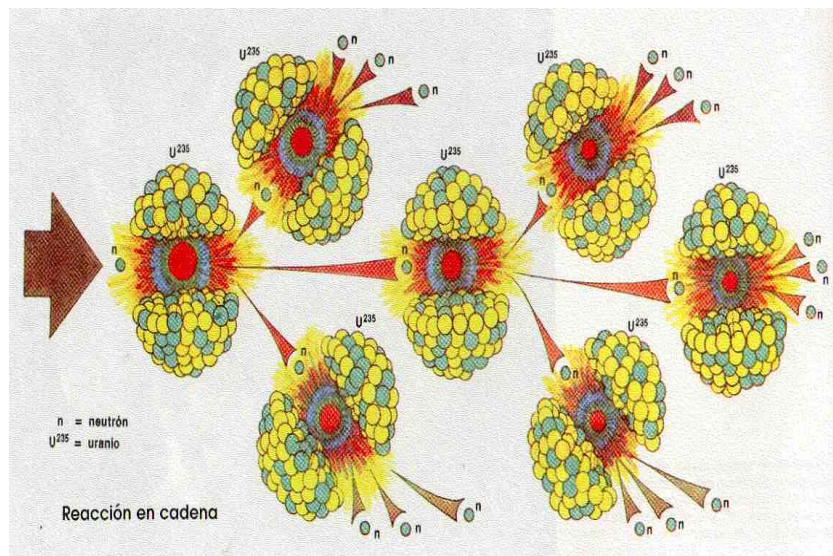


Figura 3. Reacción de fisión en cadena.

Entonces un reactor nuclear debe ser diseñado de tal manera que se logre una reacción de cadena auto-sostenida y que se evacue la energía generada por las fisiones.

Por lo tanto en el análisis de reactores nucleares es muy importante conocer las interacciones que ocurren entre los neutrones y los materiales ahí presentes, con el fin de poder mantener la reacción de cadena y de esta manera mantener el reactor nuclear operando de manera segura.

Las principales interacciones de los neutrones con la materia son:

- Captura: todos los núcleos o nucleidos presentes en el núcleo del reactor pueden capturar neutrones; este proceso se llama captura radiactiva, porque generalmente va acompañada de la emisión de radiación gama. También se le llama captura parásita porque el neutrón se pierde inútilmente para la reacción en cadena.
- Dispersión: es la colisión entre el neutrón y cualquier núcleo. En este proceso el neutrón cambia de energía y de dirección. Hay dos clases de dispersión: la elástica y la inelástica. En la primera la pérdida de energía del neutrón es grande o pequeña según interaccione con un núcleo ligero o pesado respectivamente. En la segunda, que sólo tiene lugar con núcleos pesados, la pérdida es más bien grande.
- Fisión: es una reacción nuclear que ya se explicó con anterioridad.
- Fugas: aunque no es propiamente una interacción de los neutrones con la materia, sí es un evento de los neutrones muy importante a tomar en cuenta en el balance de los mismos en el núcleo del reactor, como una contribución al término de las pérdidas.

La probabilidad de que tenga lugar cada uno de estos procesos depende de la energía del neutrón y del nucleido con el que interacciona, siendo la sección eficaz microscópica σ , la magnitud que determina la frecuencia o probabilidad de cada proceso. Considerando todas las interacciones que pueden ocurrir en el núcleo del reactor, la biografía típica o ciclo de vida de los neutrones de fisión, puede ser la siguiente:

1. Nacimiento por fisión con una energía promedio de alrededor de 2 MeV.
2. Pueden provocar una fisión a altas energías en nucleidos como el U-238 (raro, pero posible).
3. Pueden sufrir varias colisiones de dispersión, en las que la pérdida energética dependerá de las circunstancias de cada una. Si el número de colisiones y su naturaleza es adecuado el neutrón perderá su energía hasta llegar a tener la correspondiente a la agitación térmica de los nucleidos del medio. Esta última región de energía y los neutrones que se encuentran en ella reciben el calificativo de térmicos.
4. Pueden escaparse del sistema durante el proceso de pérdida de energía debido a las colisiones (frenado).
5. Pueden ser capturados durante el proceso de frenado, principalmente en las resonancias (figura 4) de los nucleidos pesados; como el U-238 en los reactores de uranio-agua ligera (LWR)
6. Pueden escaparse del sistema una vez que han alcanzado la región de energía térmica.
7. Pueden sufrir colisiones de dispersión en la región de energía térmica en donde principalmente cambiarán de dirección sin perder energía, difundiendo de esta manera en el núcleo del reactor.
8. Pueden ser capturados de manera parásita por los materiales del núcleo del reactor, y finalmente
9. Pueden provocar una fisión, con lo que aparecerán en promedio 2.5 nuevos neutrones que recomenzarán el ciclo, formando una nueva "generación de neutrones".

De esta manera se puede definir el factor de multiplicación de neutrones k en términos de las generaciones de neutrones sucesivas:

$$k = \frac{\text{número de neutrones en una generación}}{\text{número de neutrones en la generación precedente}}$$

por lo tanto cuando

- $k = 1$ reactor crítico
- $k < 1$ reactor subcrítico
- $k > 1$ reactor supercrítico

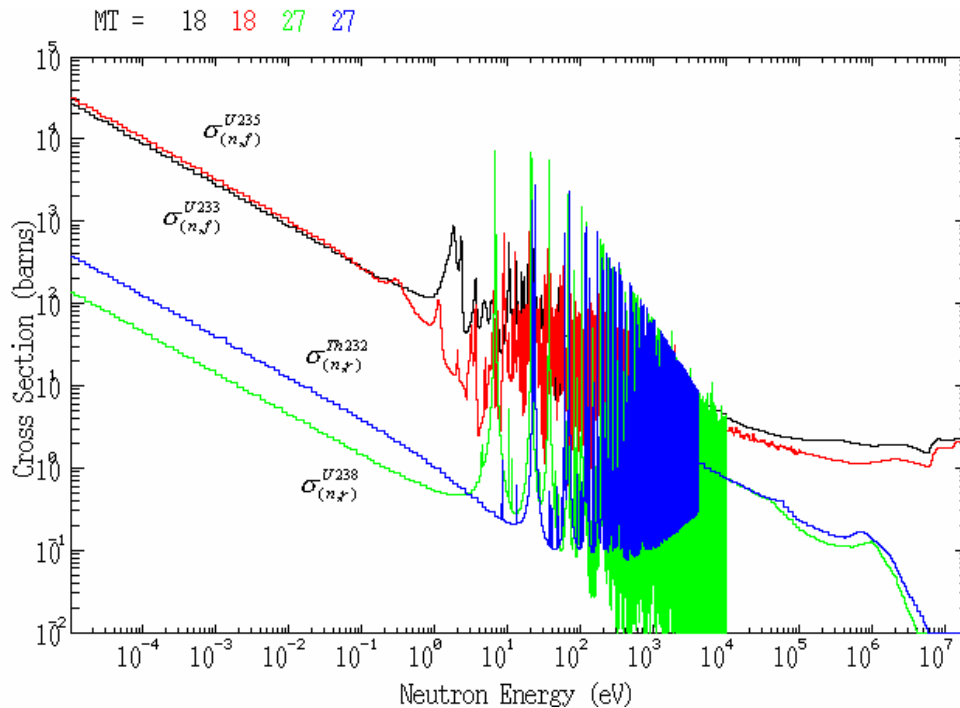


Figura 4. Resonancias de algunos isótopos pesados (entre 1 y 10^4 eV)

De acuerdo al concepto del ciclo de vida de los neutrones se puede definir la fórmula de los 4 factores, para el cálculo del factor de multiplicación infinito de neutrones, en el cual no se toman en cuenta las fugas de los neutrones:

$$k_{\infty} = \eta f \epsilon p$$

en donde:

- η : es el número de neutrones emitidos en la fisión por neutrón térmico absorbido en el combustible.
- f : es el factor de utilización térmica, es la probabilidad de que si un neutrón térmico es absorbido en el medio, éste sea absorbido en el combustible.
- ϵ : es el factor de fisión rápida, representa una medida de los neutrones producidos por fisiones a altas energías
- p : es conocido como la probabilidad de escape a las resonancias y representa la probabilidad de que los neutrones no sean absorbidos en las resonancias durante el proceso de frenado.

En el caso en que se toman en cuenta las fugas tanto de los neutrones de alta energía (neutrones rápidos) como los de energía térmica, se agregan dos factores más y entonces tenemos la fórmula de los 6 factores:

$$k_{ef} = \eta f \epsilon p P_{FNL} P_{TNL}$$

en donde:

P_{FNL} : es la probabilidad de que los neutrones rápidos no se escapen del núcleo del reactor
FNL= Fast Non Leakage

P_{TNL} : es la probabilidad de que los neutrones térmicos no se escapen del núcleo del reactor
TNL= Thermal Non Leakage

En la figura 5 se muestra el ciclo de vida de los neutrones, tomando en cuenta los 6 factores.

Ejemplo.

En un reactor térmico, los valores de los parámetros que intervienen en la fórmula de los seis factores son: $\eta = 1.65$, $f = 0.71$, $\epsilon = 1.02$, $p = 0.87$, $P_{FNL} = 0.97$ y $P_{TNL} = 0.99$

$$\Rightarrow k_{\infty} = 1.04 \text{ y } k_{ef} = 1.00$$

Otra definición del factor de multiplicación puede darse en términos del balance de neutrones:

$$k = \frac{\text{razón de producción de neutrones en el núcleo del reactor}}{\text{razón de pérdida de neutrones en el núcleo del reactor}}$$

Al ser el neutrón el responsable de la reacción de fisión, que a su vez produce la energía que se va a aprovechar mediante un fluido de trabajo, es preciso conocer para cada energía, o por lo menos para el intervalo de energía de interés, el balance entre producción y pérdidas de neutrones. Este balance puede simbolizarse de manera genérica de la manera siguiente:

$$\text{Producción}/(\text{cm}^3\text{-seg}) - (\text{Absorción} + \text{Fugas})/(\text{cm}^3\text{-seg}) = \frac{\partial n}{\partial t}$$

donde el segundo miembro expresa la variación de la densidad neutrónica con el tiempo. Si la variación es negativa, quiere decir que predominan las pérdidas sobre las producciones y en consecuencia cada vez habrá menos neutrones en el sistema. Si por el contrario, la variación es positiva, entonces la densidad neutrónica aumentará, e igualmente la producción de energía que habrá de ser extraída del sistema.

Cabe mencionar que la densidad neutrónica está totalmente caracterizada por su posición \mathbf{r} , su energía E (o velocidad $v=(2E/m)^{1/2}$), la dirección en la cual se están moviendo, expresada por el vector unitario $\mathbf{\Omega} = \mathbf{v}/|\mathbf{v}|$ y en el tiempo en que el neutrón es observado (figura 6).

$$n(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega}, t) d^3r dE d\mathbf{\Omega} \quad \text{densidad neutrónica angular}$$

Si la densidad neutrónica angular se integra sobre la variable angular se obtiene la densidad neutrónica escalar:

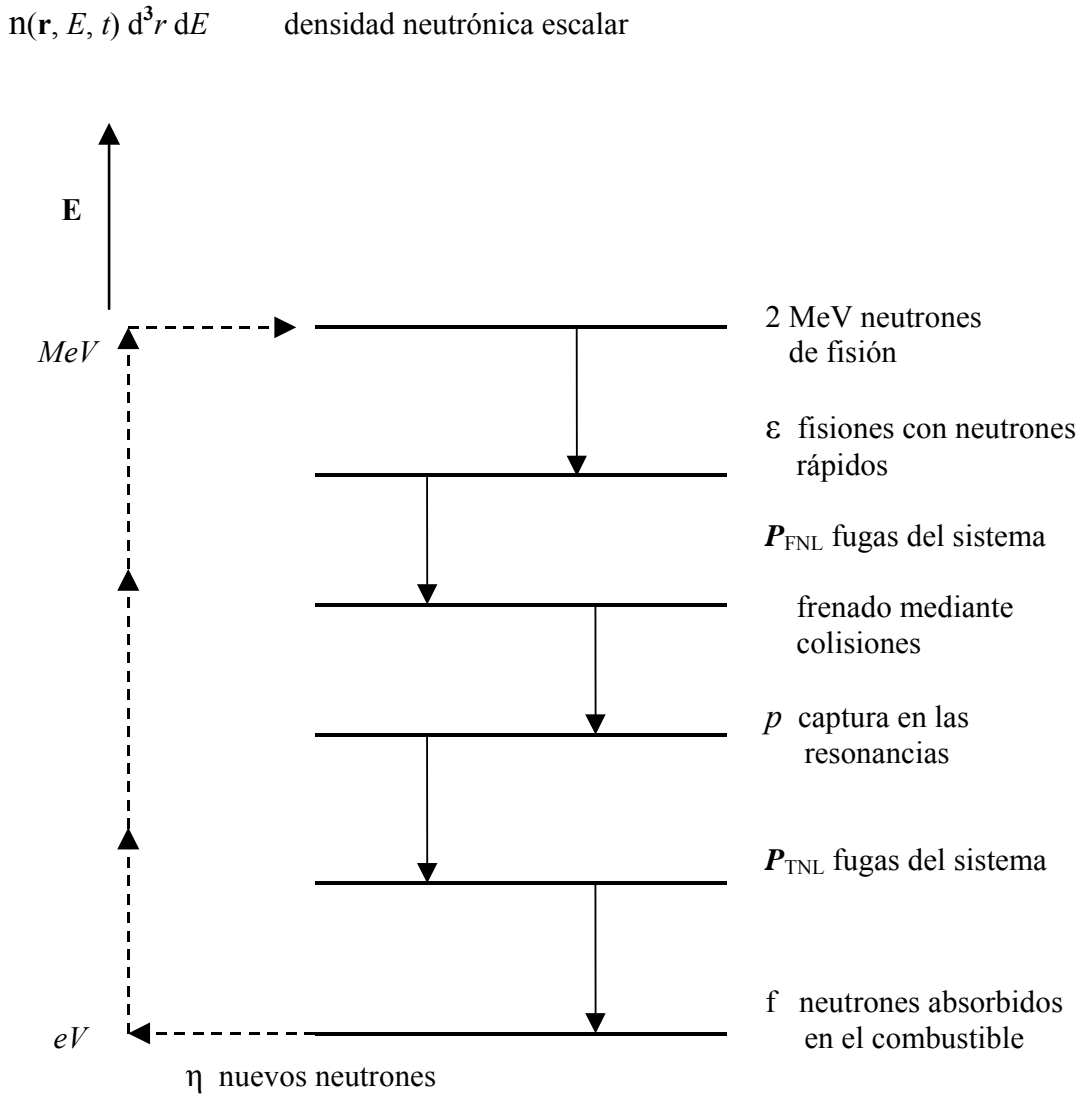


Figura 5. Ciclo de vida de los neutrones.

Para poder analizar el ciclo de vida de los neutrones, es necesario conocer las secciones eficaces microscópicas de los diferentes nucleidos y a diferentes energías. Por lo que se refiere a la fisión, el U-235, que es el nucleido más importante utilizado en el combustible de los reactores LWR, y que sólo constituye el 0.7% en peso del total del uranio natural, tiene una σ_f muy razonable en todo el intervalo de energía (entre 10^{-5} eV y 10 MeV), elevándose de manera considerable en la zona térmica. En cambio, el U-238, cuya abundancia en el uranio natural es aproximadamente 99.3%, tiene una σ_f pequeña en la zona rápida, y además se anula cerca de 1.1 MeV, siendo nula en la zona térmica. Este nucleido presenta también a altas energías una sección eficaz de dispersión inelástica bastante elevada, con lo que es muy probable que un neutrón de fisión,

mediante este proceso, sea frenado hacia la región intermedia en la que la sección eficaz de captura radiactiva toma valores elevados, con lo que la probabilidad de absorción es muy grande, cercana a la unidad. El análisis de esta región, llamada resonante (ver figura 4), debido a la variación de σ_c con la energía, es extremadamente importante por su incidencia en la economía de los neutrones en el reactor.

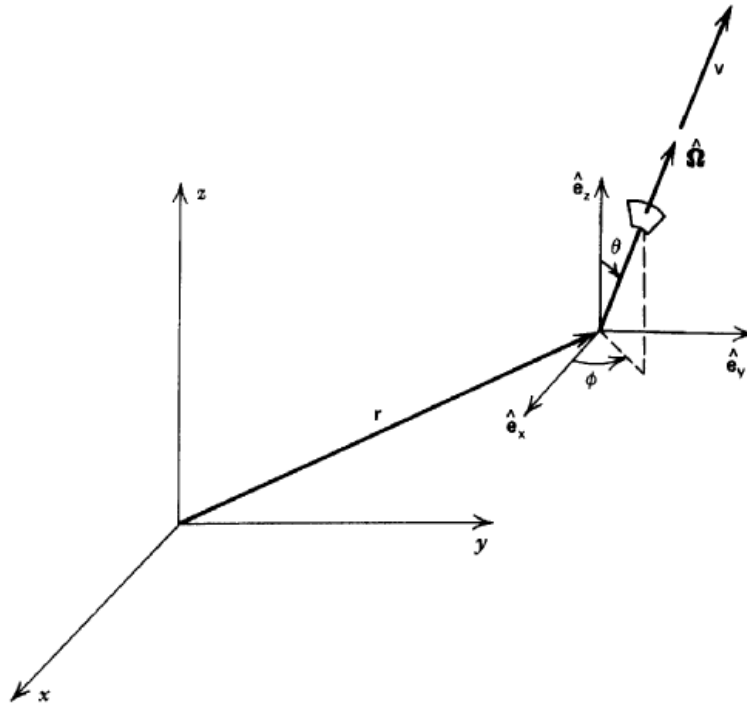


Figura 6. Densidad angular de neutrones.

Ahora bien si el balance en cuestión se establece en un sistema constituido exclusivamente por el combustible nuclear más sencillo, es decir el uranio natural, la reacción de fisión nuclear en cadena auto-sostenida es inviable. La razón es la siguiente:

Los neutrones de fisión, que nacen con una energía promedio de 2 MeV, pueden fisionar al U-235 o al U-238, pero además tienen una elevada probabilidad de sufrir una dispersión de tipo inelástica con el U-238 que reduzca su energía por debajo de 1.1 MeV, con lo cual ya no inducirá fisión en el U-238. Estos neutrones, si no se escapan del sistema o son capturados por algunos de los materiales presentes en el núcleo del reactor, ingresarán, después de algunas colisiones, en las zonas de las resonancias, en donde la probabilidad de ser capturados en las resonancias del U-238 es altísima. De esta manera, no llegará prácticamente ningún neutrón a la región térmica, donde el U-235 tiene su sección eficaz de fisión muy grande.

Así pues, en estas condiciones, la economía neutrónica es muy pobre y el balance en cuestión es negativo. Teniendo en cuenta que el responsable de esta situación es el U-238, un procedimiento para conseguir que el balance sea positivo, consiste en disminuir su proporción, aumentando o enriqueciendo la fracción del U-235 en el uranio natural.

Teniendo en cuenta que el U-235 tiene una sección eficaz de fisión muy elevada en la región térmica, otro procedimiento para obtener un balance positivo, consiste en conseguir que los neutrones lleguen a dicha región tratando de no pasar por la zona de las resonancias, donde serían capturados por el U-238. Esto se consigue añadiendo al sistema un material que tenga gran probabilidad de dispersión de neutrones y que, por colisiones, le haga perder gran cantidad de energía, de forma que ingresen en la región térmica. A este tipo de materiales se les llama moderadores y los mejores son los núcleos ligeros. Por lo tanto los reactores en los que se utiliza moderador en cantidades suficientes, tienen la mayoría de sus fisiones en la región térmica, por lo que se les llama térmicos.

Estos reactores, tienen la ventaja sobre los rápidos, de poder utilizar uranio natural o ligeramente enriquecido ($< 5\%$) en U-235 como combustible. Además el mismo material como refrigerante, por ejemplo el agua, actúa simultáneamente como moderador.

Finalmente otra manera de mejorar la economía de los neutrones y por lo tanto tener un balance positivo, es utilizando un reticulado heterogéneo de barras de combustible rodeado por el moderador (figura 7) en vez de tener una mezcla homogénea de combustible y moderador. Por ejemplo, una vez que se ha fijado el tipo de combustible y el moderador, los parámetros de la fórmula de los 4 factores pueden modificarse al cambiar la razón de moderador a combustible (figura 8), esto se puede lograr al variar la distancia entre las barras de combustible en el reticulado heterogéneo, o bien variando el diámetro de las barras de combustible o bien una combinación de ambas variaciones. También se puede cambiar la probabilidad de no-fugas, simplemente haciendo el núcleo del reactor más ancho, o rodeando el reactor con un material cuya sección eficaz de dispersión sea alta, de manera que los neutrones que escapan sean dispersados de regreso al núcleo del reactor.

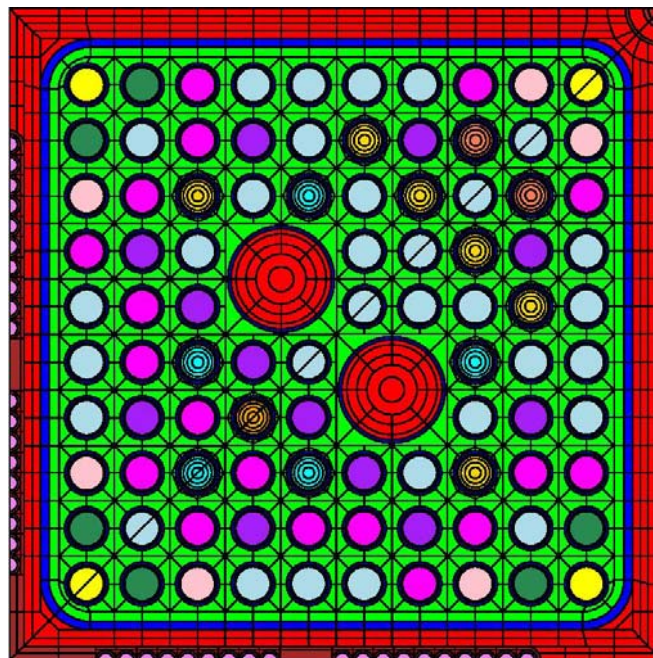


Figura 7. Reticulado (lattice) heterogéneo de barras de combustible.

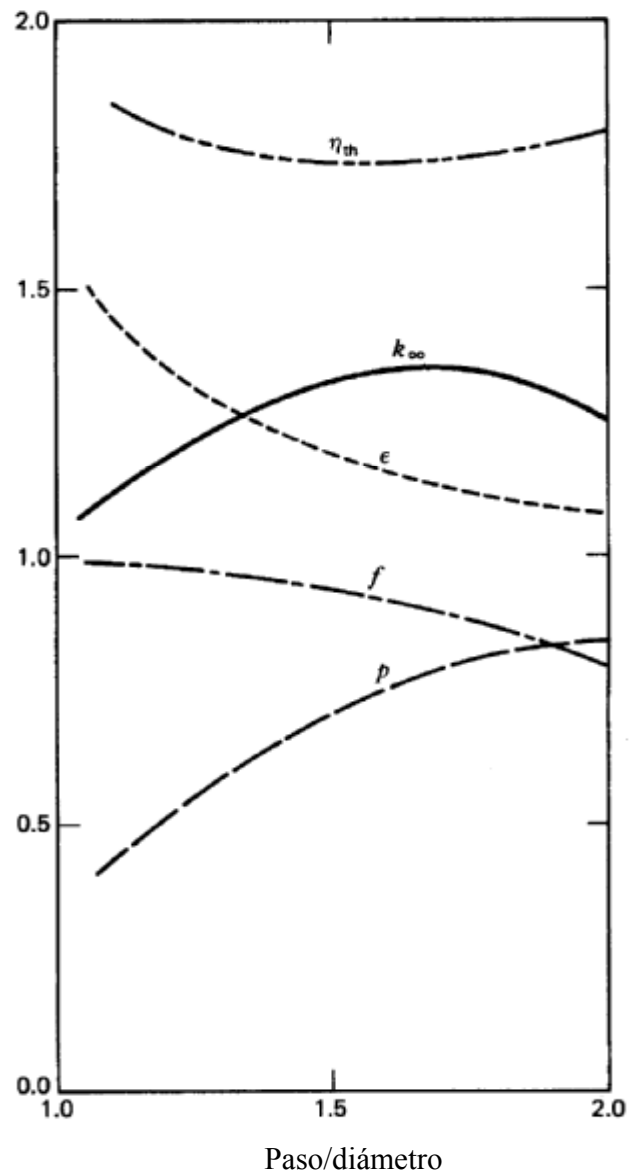
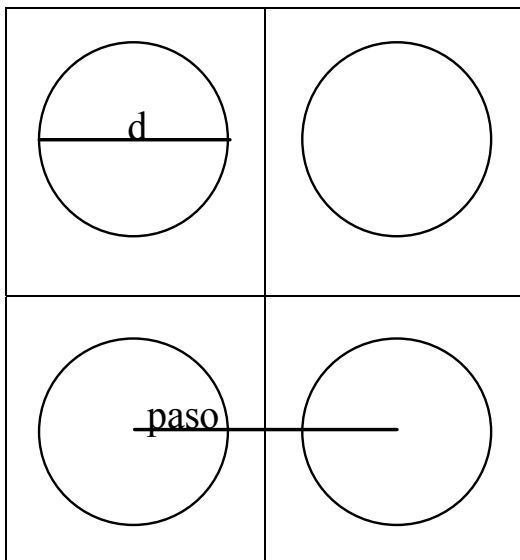


Figura 8. Efecto de la razón "paso/diámetro" sobre el factor de multiplicación de neutrones.