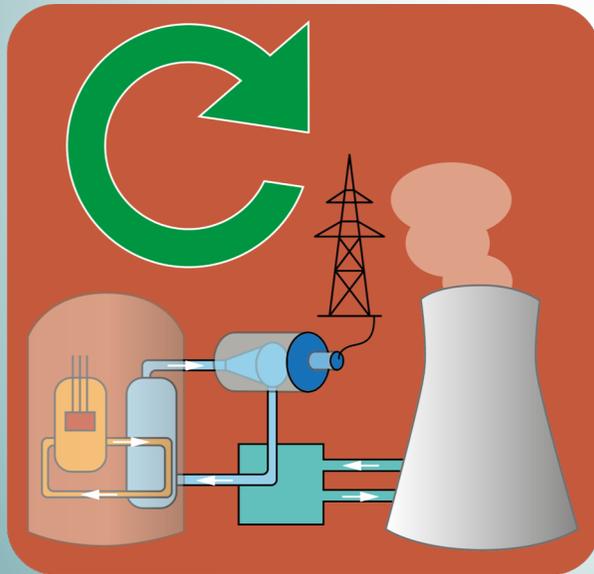


Ampliación de Ingeniería Nuclear y Ciclo de Combustible

Bloque I. Ampliación de Física Nuclear



Fernando Delgado San Román

Cristina Fernández Diego

Manuel José Ibarra Arenado

DPTO. DE INGENIERÍA ELÉCTRICA Y ENERGÉTICA

Este tema se publica bajo Licencia:

[Creative Commons BY-NC-SA 4.0](https://creativecommons.org/licenses/by-nc-sa/4.0/)



1. Teoría del reactor: Parámetros nucleares

1.1. Ciclo de vida del neutrón:

FÓRMULA DE LOS 4 FACTORES

-
- Factor de multiplicación infinito
 - Fórmula de los 4 factores
 - Factor de fisión rápida
 - Probabilidad de escape a la captura por resonancia
 - Factor de utilización térmica
 - Factor de reproducción

Factor de multiplicación infinito



- ❑ No todos los neutrones producidos por fisión provocan nuevas fisiones, ya que:
 - **Algunos** de ellos son absorbidos por material no-fisionable.
 - **Algunos** son absorbidos parasitariamente por material fisionable **sin provocar su fisión.**
 - **Algunos** se fugan del reactor.

- ❑ No obstante, para el mantenimiento de una reacción en cadena auto-sostenible **no es necesario que todos los neutrones producidos en la fisión produzcan una nueva fisión.**
 - Condición mínima: **cada núcleo fisionado debe producir, en promedio, al menos un neutrón que cause la fisión de otro núcleo.**
 - El factor de multiplicación expresa adecuadamente esta condición.

- ❑ El **número de neutrones absorbidos en -o fugados del- el reactor** determina el valor de del factor de multiplicación. También determina **si una nueva generación de neutrones es mayor, menor, o del mismo tamaño que la generación anterior.**

Factor de multiplicación infinito



- ❑ Cualquier reactor de tamaño finito **tendrá neutrones que se fugan de él.**
- ❑ Generalmente, **cuanto mayor sea el reactor, menor será la fracción de neutrones fugados.**

Cálculo del factor de multiplicación

- ❑ **Simplificación: reactor infinitamente grande**, y, por lo tanto, **sin fuga de neutrones.**
- **Factor de multiplicación infinito, k_{∞} : aumento o disminución del flujo de neutrones en un reactor infinito.**
 - **k_{∞} : ratio de los neutrones producidos por fisión en una generación entre el número de neutrones absorbidos en la generación anterior.**

$$(1) k_{\infty} = \frac{\text{Producción de neutrones por fisión en una generación}}{\text{Neutrones absorbidos en la generación anterior}}$$

- Un **grupo de neutrones rápidos** producidos por fisión **pueden participar en varias tipos de reacciones**.
 - **Algunas de estas reacciones reducen el número de neutrones**.
 - **Otras reacciones aumentan el número de neutrones o producen una segunda generación**.
- Existen **cuatro factores, completamente independientes de la forma y tamaño del reactor**, que **permiten calcular la capacidad inherente de multiplicación del combustible y del moderador**, sin tener en cuenta las fugas.

$$(2) k_{\infty} = \varepsilon \times p \times f \times \eta$$

ε - Factor de fisión rápida

p - Probabilidad de escape a la captura por resonancia

f - Factor de utilización térmica

η - Factor de reproducción

- Cada uno de los cuatro factores representa **un proceso que añade o resta neutrones al número de ellos producidos por fisión en una generación**.

Factor de fisión rápida

- **Fisión rápida: primer proceso** que los neutrones de una generación pueden sufrir.
 - **Causada por los neutrones de fisión** cuyas energías se encuentran en el rango de las **energías «rápidas»**.
 - **Resultado de este proceso: incremento neto de la población de neutrones rápidos en el núcleo del reactor.**
 - **Sólo un pequeño número de neutrones rápidos causan este tipo de fisión.**
- **Factor de fisión rápida (ϵ): incremento de la población de neutrones rápidos en una generación.**

$$(3) \quad \epsilon = \frac{\text{número de neutrones rápidos generados por todas las fisiones}}{\text{número de neutrones rápidos generados por fisiones térmicas}}$$

- **Valor de ϵ :** depende de la **disposición y las concentraciones del combustible y del moderador**.
 - **Reactor homogéneo: $\epsilon \approx 1$**
 - **Reactor heterogéneo: $\epsilon \approx 1,03$**

Probabilidad de escape a la captura por resonancia

□ En la deceleración de los neutrones rápidos, en la región de resonancia del U-238 (6 eV-200 eV, aprox.), **existe la posibilidad de que algunos de esos neutrones sean capturados**.

□ Probabilidad de escape a la captura por resonancia (p): **probabilidad de que un neutrón no sea absorbido por un pico de resonancia**.

$$(4) \quad p = \frac{\text{número de neutrones que alcanzan energías térmicas}}{\text{número de neutrones rápidos que disminuyen de velocidad}}$$

□ Valor de p : depende de manera importante de la **disposición combustible-moderador** y del **nivel de enriquecimiento del U-235** (si se usa). Siempre es ligeramente menor que 1 (0,95-0,99).

- Reactor homogéneo: **probabilidad de escape baja**.
- Reactor heterogéneo: **probabilidad de escape mayor**.

$$(5) \quad \epsilon \times p = \frac{\text{número de neutrones que alcanzan energías térmicas}}{\text{número de neutrones rápidos que empezaron la generación}}$$

Factor de utilización térmica

□ Una vez termalizados, los neutrones siguen difundiéndose por todo el reactor, estando sujetos a la **absorción por otros materiales del reactor**, así como **por el combustible**.

□ **Factor de utilización térmica (f): efectividad del combustible en la absorción de los neutrones térmicos.**

$$(6) \quad f = \frac{\textit{n}^{\circ} \textit{ de neutrones térmicos absorbidos por el combustible}}{\textit{n}^{\circ} \textit{ de neutrones térmicos absorbidos por todos los materiales del reactor}}$$

□ **Valor de f : < 1 .**

□ f puede expresarse en **función de las velocidades de reacción:**

$$(7) \quad f = \frac{\textit{velocidad de absorción de neutrones térmicos por el combustible}}{\textit{velocidades de absorción de neutrones térmicos por todos los materiales del reactor}}$$

$$(7) \quad f = \frac{\sum_a^U \times \Phi^U \times V^U}{\sum_a^U \times \Phi^U \times V^U + \sum_a^m \times \Phi^m \times V^m + \sum_a^v \times \Phi^v \times V^v}$$

U- Uranio
m- moderador
v- veneno

❑ **Reactor heterogéneo** $\phi^U \neq \phi^m; \quad V^U \neq V^m \neq V^v$

❑ **Reactor homogéneo** $\phi^U = \phi^m = \phi^v; \quad V^U = V^m = V^v$

❑ Puesto que las Σ_a varían con la temperatura, parece que f podría variar con la mencionada temperatura. Pero, la **sustitución de las fórmulas de corrección de temperatura** en la ecuación (8) revela que todos los términos cambian en la misma cantidad, y la **relación sigue siendo la misma**.



$$(8) \quad f = \frac{\Sigma_a^U}{\Sigma_a^U + \Sigma_a^m + \Sigma_a^v}$$

❑ **Otro factor importante** en los **reactores heterogéneos moderados por agua**:

- Cuando **la temperatura del agua sube**, esta se expande, saliendo una cantidad significativa de ella del núcleo del reactor. Esto significa que N^m se reducirá, lo cual hará que sea **menos probable que un neutrón sea absorbido por un átomo moderador**.
- **Consecuencia: incremento de la utilización térmica** ya que ahora los neutrones tienen más opciones de golpear a los átomos de combustible. Dicho de otro modo, el coeficiente de temperatura para f es positivo.

Ejercicio 1

Calcular f de un reactor homogéneo. La sección eficaz macroscópica de absorción del combustible es $0,302 \text{ cm}^{-1}$, la sección eficaz macroscópica de absorción del moderador es $0,0104 \text{ cm}^{-1}$, y la sección eficaz macroscópica de absorción del veneno es $0,0118 \text{ cm}^{-1}$.

Factor de reproducción

- La mayoría de los neutrones absorbidos por un núcleo de combustible causan su fisión, **pero algunos no lo hacen.**
- Factor de reproducción (η): relación del número de neutrones rápidos producidos por fisión térmica con respecto al número de neutrones térmicos absorbidos por el combustible.**

$$(9) \eta = \frac{\text{número de neutrones rápidos producidos por fisión térmica}}{\text{número de neutrones térmicos absorbidos por el combustible}}$$

- Otra manera de definir η :**

$$(10) \eta = \frac{\text{velocidad de producción de neutrones rápidos por fisión térmica}^1}{\text{velocidad de absorción de neutrones térmicos por el combustible}^2}$$

$$(10) \eta = \frac{\sum_f^U \times \Phi^U \times \nu}{\sum_a^U \times \Phi^U}$$

$\sum_f^U \times \Phi^U$ - velocidad de la reacción de fisión.
 ν - número promedio de neutrones producidos por fisión.
 $\sum_a^U \times \Phi^U$ - velocidad de absorción de neutrones térmicos por el combustible.

- La tabla muestra los **valores de ν y η para la fisión** de diferentes isótopos de uranio por neutrones térmicos y rápidos

Average number of neutrons liberated in fission				
Fissile nucleus	Thermal neutrons		Fast neutrons	
	ν	η	ν	η
Uranium-233	2.49	2.29	2.58	2.40
Uranium-235	2.42	2.07	2.51	2.35
Plutonium-239	2.93	2.15	3.04	2.90

- En el caso en que el combustible esté compuesto por **varios materiales fisionables**, **es necesario tener en cuenta cada material**. E.g. un reactor con U-235 y U-238:

$$(11) \quad \eta = \frac{N^{U-235} \times \sigma_f^{U-235} \times \nu^{U-235}}{N^{U-235} \times \sigma_a^{U-235} + N^{U-238} \times \sigma_a^{U-238}}$$

Ejercicio 2

Calcular η de un reactor que utiliza un combustible enriquecido con un 10% de uranio. Las secciones eficaces microscópica de absorción del U-235 y del U-238 son 694 barnios y 2,71 barnios, respectivamente. La sección eficaz microscópica de fisión del U-235 es 582 barnios. La densidad atómica del U-235 es de $4,83 \times 10^{21}$ átomos/cm³. La densidad atómica del U-238 es de $4,35 \times 10^{22}$ átomos/cm³. ν del U-235 es 2,42.

-
- ❑ Si la temperatura varía, **las secciones eficaces microscópicas**, de absorción y de fisión, **varían de acuerdo con la relación $1/v$** .
 - ❑ Dado que tanto el numerador como el denominador cambian por igual, **el cambio neto en η es cero**.
 - ❑ Por lo tanto, η **cambia sólo con el cambio del nivel de enriquecimiento del uranio-235**.
 - η aumenta con el enriquecimiento del U-235 porque habrá menos uranio-238 en el reactor, por lo que será más probable que un neutrón absorbido por el combustible lo sea por el uranio-235 causando su fisión.
 - ❑ El **cálculo de η de un solo nucleido** es más sencillo que para una mezcla de ellos:

$$(12) \quad \eta = \frac{\sigma_f \times \nu}{\sigma_a}$$

□ **Libros:**

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S.*
Department of Energy

□ **Apuntes:**

- *Energía nuclear y ciclo de combustible.* Autores: Cesar Qeral y Juan J. Koerting.
ETSI de Minas. 2012-2013

1.2. Ciclo de vida del neutrón:

FÓRMULA DE LOS 6 FACTORES

-
- Factor de multiplicación efectivo
 - Factor de permanencia rápida
 - Factor de permanencia térmica
 - Fórmula de los seis factores
 - Ciclo de vida del neutrón en un reactor rápido

Factor de multiplicación efectivo



- Para describir completamente el **ciclo de vida de los neutrones** en un reactor real, finito, es necesario **considerar los neutrones que se escapan**.
- **Factor de multiplicación efectivo (k_{ef}): relación entre los neutrones producidos por fisión en una generación y el número de neutrones perdidos por absorción y fugas en la generación anterior.**

$$(13) \quad k_{ef} = \frac{\text{Neutrones producidos por fisión en una generación}}{\text{Neutrones absorbidos y fugados en la generación anterior}}$$

- $k_{ef} = 1$, si la reacción de fisión en cadena es auto-sostenible, **la población de neutrones ni aumenta, ni disminuye**. Este estado se denomina **estado crítico**.
- $k_{ef} > 1$, Si la producción de neutrones es mayor que la absorción y las fugas, el **reactor** se denomina **supercrítico**. Obviamente, **el flujo de neutrones aumenta en cada generación**.
- $k_{ef} < 1$, Si la producción de neutrones es menor que la absorción y las fugas, el **reactor** se denomina **subcrítico**. Obviamente, **el flujo de neutrones disminuye en cada generación**.

- Cuando el **factor de multiplicación** de un reactor **no es exactamente igual a uno**, el **flujo de neutrones cambia** y provoca un **cambio en el nivel de potencia**. Por lo tanto, es esencial saber más sobre **cómo este factor depende del contenido del reactor y de su construcción**.
- El **equilibrio entre la producción de neutrones y su absorción dentro del núcleo y la fuga de él determina el valor del factor de multiplicación**.
 - Si la **fuga ≈ 0** , el **factor de multiplicación depende tan sólo del equilibrio entre la producción y la absorción**, y se denomina **factor de multiplicación infinito (k_{∞})**.
 - **Cuando se incluye las fugas**, el factor se llama el **factor de multiplicación efectivo (k_{ef})**.
- **k_{ef} se puede expresar en función de k_{∞} y dos factores que consideran la fuga de neutrones**.

$$(14) k_{ef} = K_{\infty} \times P = K_{\infty} \times P_r \times P_t$$

P - Probabilidad de permanencia total¹

P_r - Probabilidad de permanencia rápida

P_t - Probabilidad de permanencia térmica

Factor de multiplicación efectivo



Probabilidad de permanencia rápida (P_r)

- **Probabilidad de permanencia rápida (P_r):** relación del número de neutrones rápidos que no se fugan del núcleo del reactor frente al número de neutrones rápidos producidos por fisión.

$$(15) P_r = \frac{\text{Neutrones rápidos que no se fugan del núcleo}}{\text{Neutrones rápidos producidos por fisión}}$$

Factor de multiplicación efectivo



Probabilidad de permanencia térmica (P_t)

- Probabilidad de permanencia térmica (P_t): relación del número de neutrones térmicos que no se fugan del núcleo del reactor frente al número de neutrones que alcanzan energías térmicas.

$$(16) P_t = \frac{\text{Neutrones térmicos que no se fugan del núcleo}}{\text{Neutrones que alcanzan energías térmicas}}$$

- En un reactor heterogéneo refrigerado/moderado por agua, ambas probabilidades se ven afectadas por los cambios de temperatura del refrigerante.

Con la inclusión de P_r y P_t es posible **determinar la fracción de neutrones que permanecen después de cada posible proceso en un reactor nuclear**. Así, el k_{ef} puede ser determinado ahora como el **producto de seis términos: fórmula de los seis factores**.

$$(17) \quad k_{ef} = P_r \times P_t \times \varepsilon \times p \times f \times \eta$$

P_r - Probabilidad de permanencia rápida

P_t - Probabilidad de permanencia térmica

ε - Factor de fisión rápida

p - Probabilidad de escape a la captura por resonancia

f - Factor de utilización térmica

η - Factor de reproducción

Usando la fórmula es **posible trazar todo el ciclo de vida** de la producción de neutrones por fisión desde el inicio de ésta hasta el comienzo de las fisiones de la siguiente generación.

La figura muestra un **ciclo de vida de neutrones** con los **valores** nominales previstos para cada uno **de los seis factores**.

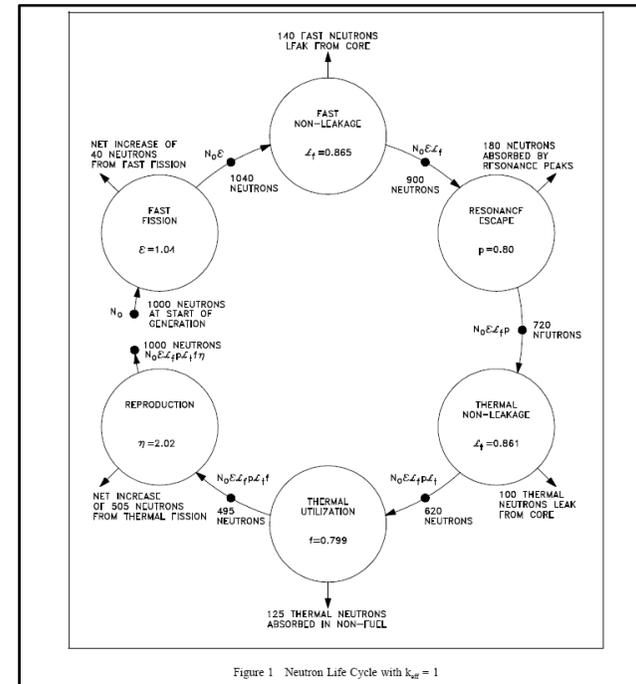


Figure 1 Neutron Life Cycle with $k_{eff} = 1$

Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy

La generación comienza con $N_0=1000$ neutrones.

El primer proceso es la fisión rápida y la población se incrementa en los neutrones generados (1040) por este proceso.

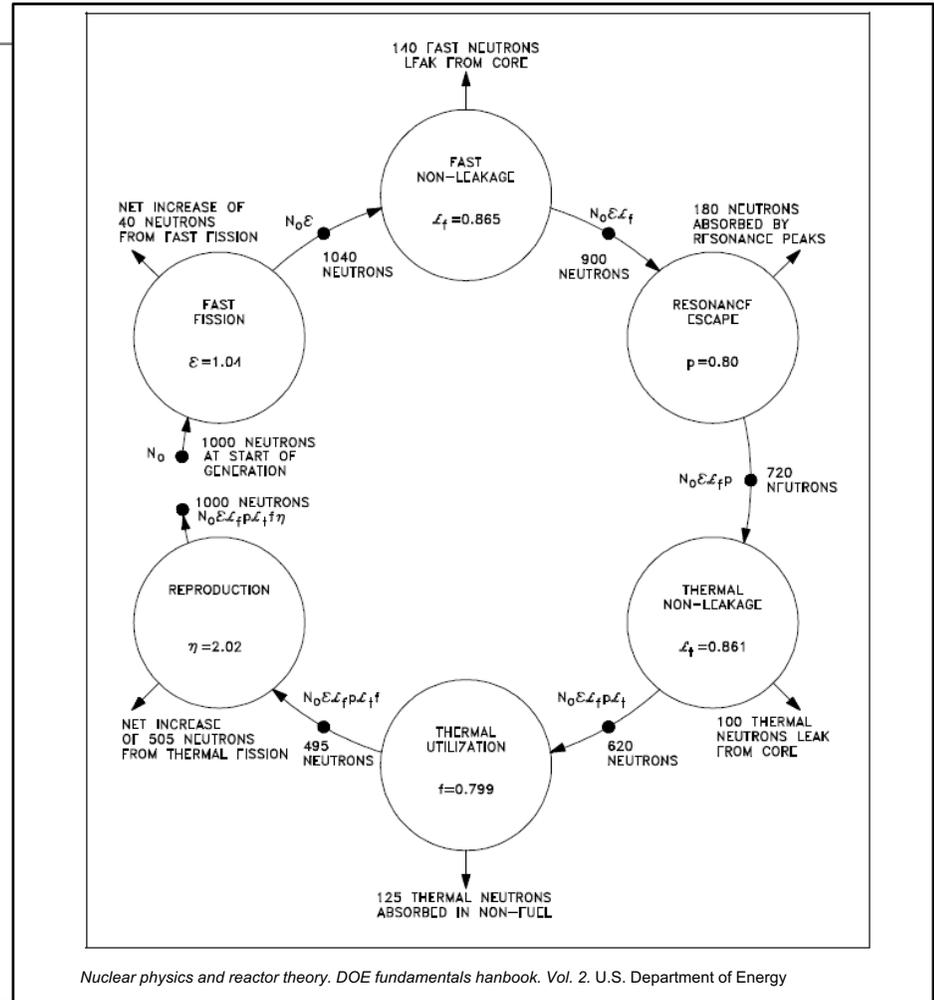
Factor de fisión rápida

$$\epsilon = \frac{1040}{1000} = 1,04$$

A continuación, se puede ver que 140 neutrones escapan del núcleo antes de alcanzar el rango de energía térmica:

Factor de permanencia rápida

$$P_r = \frac{1040 - 140}{1040} = 0,865$$



- 180 neutrones son absorbidos por picos de resonancias.

Probabilidad de escape a la resonancia

$$p = \frac{720}{900} = 0,8$$

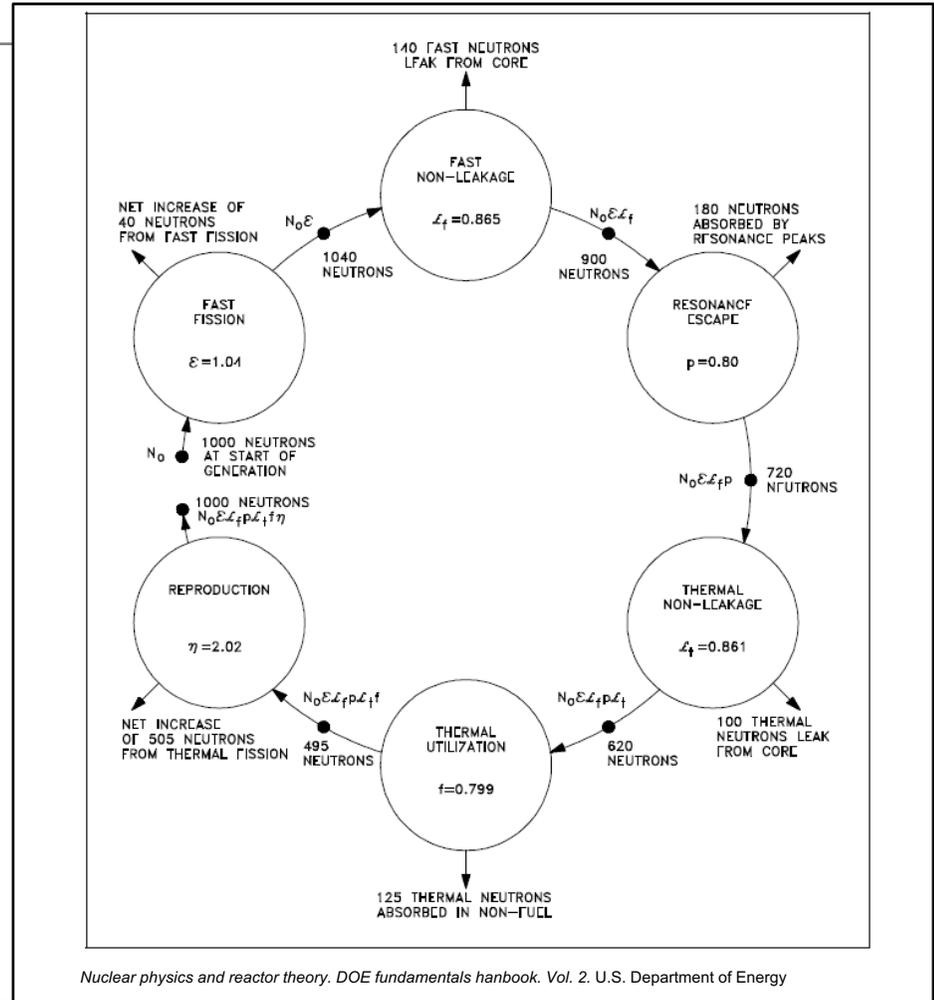
- Después de alcanzar energías térmicas, 100 neutrones escapan del núcleo.

Factor de permanencia térmica

$$P_t = \frac{620}{720} = 0,861$$

- 125 neutrones son absorbidos en materiales no-combustibles del reactor.
- Factor de utilización térmica

$$f = \frac{495}{620} = 0,799$$

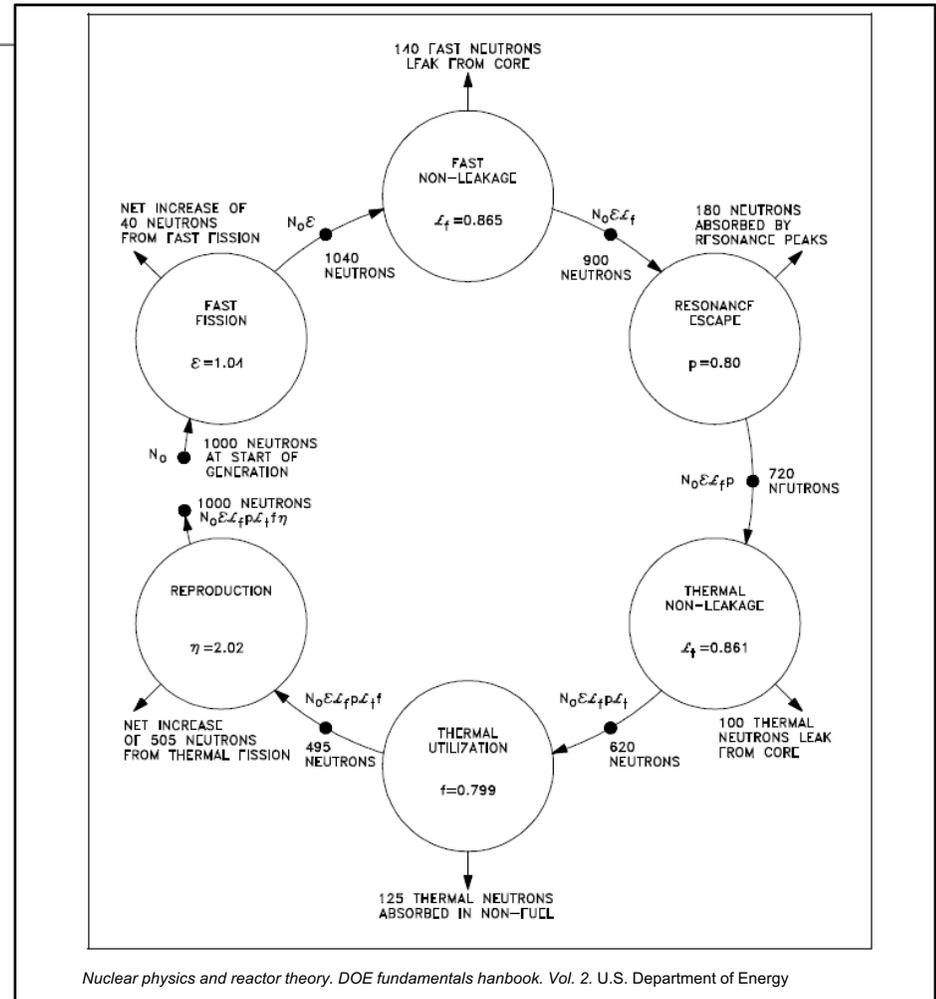


- Se producen 1000 neutrones de fisión como resultado de la absorción de neutrones térmicos por parte del combustible.

Factor de reproducción

$$\eta = \frac{1000}{495} = 2,02$$

- $k_{ef}=1 \rightarrow$ 1000 neutrones están disponibles para comenzar una nueva generación



Ejercicio 1

Hay 10000 neutrones al comienzo de una generación. Los valores de los 6 factores de la fórmula son $\epsilon=1,031$; $P_r=0,889$; $f=0,751$; $p=0,803$; $P_t=0,905$; $\eta=2,012$

- a) Número de neutrones que existen después de la fisión rápida.
- b) Número de neutrones que comienzan a decelerar en el reactor.
- c) Número de neutrones que alcanzan las energías térmicas.
- d) Número de neutrones térmicos que son absorbidos en el reactor.
- e) Número de neutrones térmicos que son absorbidos por el combustible.
- f) Número de neutrones producidos por fisión térmica.

Ciclo de vida del neutrón en un reactor rápido



- El ciclo de vida de los neutrones en un reactor rápido es notablemente **diferente a la de un reactor térmico**.
- En un reactor rápido, se tiene cuidado en el diseño del reactor para **minimizar la termalización de neutrones**.
- **Prácticamente todas las fisiones** que tienen lugar en un reactor rápido **son causadas por neutrones rápidos**.
 - Por ello, **muchos factores** que se tienen en cuenta en el ciclo de vida de los neutrones en el reactor térmico **son irrelevantes en el de los neutrones en el reactor rápido**.
 - La **probabilidad de escape a la captura por resonancia no es significativa**.
 - La **probabilidad de permanencia térmica no existe**.
 - **No es necesario un término independiente que considere la fisión rápida**.
 - El **factor de utilización térmica se ve modificado**.

□ Libros:

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S.*
Department of Energy

□ Apuntes:

- *Energía nuclear y ciclo de combustible.* Autores: Cesar Qeral y Juan J. Koerting.
ETSI de Minas. 2012-2013

1.3. Reactividad

-
- Aplicación del factor de multiplicación efectivo
 - Reactividad
 - Unidades de reactividad
 - Coeficientes de reactividad y defecto de reactividad

Aplicación del factor de multiplicación efectivo



- Cuando k_{ef} permanece constante de generación en generación, es posible determinar el número de neutrones al comienzo de cualquier generación conociendo sólo el valor k_{ef} y el número de neutrones de la primera generación.

$$(1) \quad N_n = N_o \times (K_{ef})^n$$

N_o - número de neutrones de la 1ª generación.

k_{ef} - Factor de multiplicación efectivo

n - número de generación

Ejercicio 1

En el instante inicial, el número de neutrones en el núcleo es de 1000 y el factor de multiplicación efectivo es 1,002. Calcular el número de neutrones después de 50 generaciones.

- Si hay N_o neutrones en la **generación X** → $N_o \times k_{ef}$ en la **generación X+1**.
- Cambio en la población de neutrones de la **generación X** a la **X+1**:

$$N_o \times k_{ef} - N_o$$

- **Reactividad (ρ)**: **pérdida o ganancia en la población de neutrones**, expresada como una fracción de la generación última¹:

$$(2) \quad \rho = \frac{N_o \times k_{ef} - N_o}{N_o \times k_{ef}}$$

ρ - variación relativa por generación de la población de neutrones

- ρ puede ser positivo, cero o negativo, **dependiendo del valor de k_{ef}** .
- Se puede pensar en la **reactividad** como una **medida de lo lejos –o cerca- que está un reactor de la criticidad**.
 - Cuanto mayor sea el valor absoluto de ρ , más lejos está el reactor de la criticidad

Ejercicio 2

Calcular la reactividad de un núcleo cuando k_{ef} es igual a 1,002 ó 0,998.

Unidades de reactividad

- La **reactividad** es un **número adimensional**.

- El **valor de la reactividad** es a menudo **muy pequeño, valor decimal**. Por ello, y para facilitar su interpretación, se ha establecido **unidades artificiales**.

- $\Delta k/k$

- $\% \Delta k/k$ $1\% \frac{\Delta k}{k} = 0,01 \frac{\Delta k}{k}$

- **pcm (percent millirho)** $1pcm = 10^{-5} \frac{\Delta k}{k}$

Ejercicio 3

Calcular los valores de reactividad mostrados abajo a las unidades indicadas.

a. $0,000421 \Delta k/k \rightarrow$ _____ pcm

b. $0,0085 \Delta k/k \rightarrow$ _____ $\% \Delta k/k$

c. $16 \times 10^{-4} \Delta k/k \rightarrow$ _____ $\Delta k/k$

-
- Si la **reactividad** es **conocida**, el **factor de multiplicación efectivo se puede determinar** de la expresión (2).

$$(2) \quad \rho = \frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}} \rightarrow \quad (3) \quad k_{ef} = \frac{1}{1 - \rho \left(\frac{\Delta k}{k} \right)}$$

Ejercicio 4

Dada una reactividad de $-20 \times 10^{-4} \Delta k/k$, calcular k_{ef}

- La reactividad ρ en el núcleo del reactor determina el **comportamiento temporal de la población de neutrones y**, por consiguiente, **de la potencia del reactor**.
- La reactividad puede verse afectada por muchos factores.
- Los **coeficientes de reactividad** **cuantifican el efecto que sobre la reactividad tienen las variaciones de una serie de parámetros**, e.g. aumento de la temperatura, control de inserción de barras, el aumento de la cantidad de venenos de neutrones.

- **Coeficientes de reactividad: cantidad que cambiará la reactividad para un determinado cambio en un parámetro.**

- Por ejemplo, un aumento de la temperatura del moderador provocará una disminución en la reactividad del núcleo → **Coeficiente de temperatura del moderador (pcm/°F): Variación de la reactividad por grado de variación en la temperatura del moderador.**
- α_x - **coeficiente que representa la variación de la reactividad con la variable x**

$$\alpha_x = \frac{\Delta\rho}{\Delta x} \quad \begin{array}{l} \checkmark \text{ Si } x \uparrow \rightarrow \Delta\rho > 0, \text{ entonces } \alpha_x > 0. \\ \checkmark \text{ Si } x \uparrow \rightarrow \Delta\rho < 0, \text{ entonces } \alpha_x < 0. \end{array}$$

Coeficientes de reactividad y defecto de reactividad



-
- El **defecto de reactividad** ($\Delta\rho$) es el **cambio total de la reactividad causado por una variación en un parámetro**.

$$\Delta\rho = \alpha_x \times \Delta x$$

Ejercicio 5

El coeficiente de temperatura del moderador para un reactor es $-8,2$ pcm/°F. Calcular el defecto de reactividad para un decremento de temperatura de 5°F .

□ **Libros:**

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy*

1.4. Coeficientes de reactividad

-
- ❑ Efectos del moderador
 - ❑ Coeficiente de temperatura del moderador
 - ❑ Coeficiente de temperatura del combustible
 - ❑ Coeficiente de presión
 - ❑ Coeficiente de vacío

- Una **sustancia moderadora** ha de poseer, a ser posible, **tres propiedades**:
 - **Gran sección eficaz de dispersión de neutrones.**
 - **Pequeña sección eficaz de absorción de neutrones.**
 - **Gran pérdida de energía de los neutrones por colisión.**

- La mayoría de los reactores actuales **emplean materiales moderadores** con la **finalidad** de **reducir las energías de los neutrones de fisión al rango térmico.**

- Los **moderadores ligeros** -compuestos por núcleos ligeros- son más efectivos que los pesados ya que **extraen más energía por colisión.**
 - Por ello, **los neutrones alcanzan el rango de energías térmicas más rápidamente, teniendo menos probabilidad de que se pierdan mediante absorción por resonancia.**

- Aparte de los índices MSDP (potencia de desaceleración macroscópica) y MR (razón de moderación), **otro índice que indica la efectividad de un material moderador es la razón moderador-fuel²:**

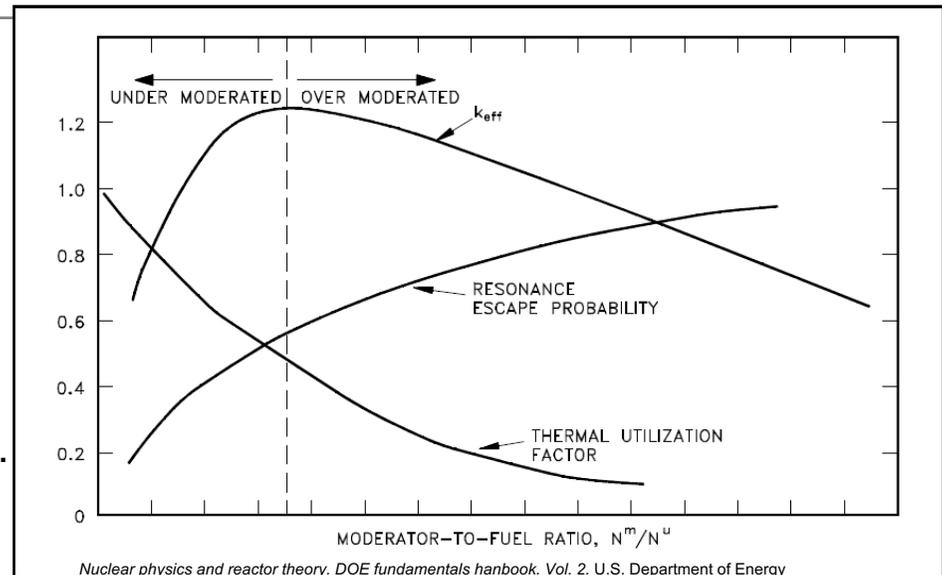
$$\frac{N^m}{N^u}$$

N^m – Número de átomos de moderador

N^u – Número de átomos de combustible

□ Un incremento de la cantidad de material moderador en el núcleo ($\uparrow \frac{N^m}{N^u}$) supone la **disminución de la fuga de neutrones**.

- La absorción de neutrones por parte del moderador aumenta ($\Sigma_a^m \uparrow$) provocando la **disminución del factor de utilización térmica (f)**.



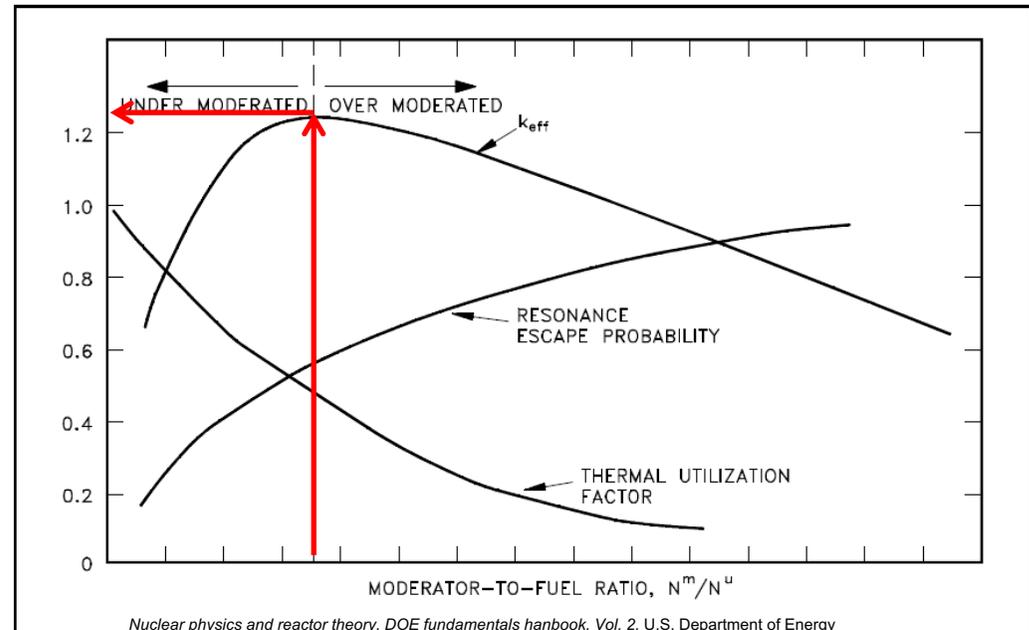
Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy

□ Si no se posee suficiente cantidad de material moderador en el núcleo ($\downarrow \frac{N^m}{N^u}$) el **tiempo de desaceleración aumenta**, dando lugar a una **mayor pérdida de neutrones por absorción por resonancia ($\downarrow p$)**. Asimismo, se produce un **incremento en la fuga de neutrones ($\downarrow P$)**.

□ La figura muestra los **efectos de variar el ratio moderador-combustible sobre el factor de utilización térmica y sobre la probabilidad de escape a la captura por resonancia**.

□ Ya que esta razón afecta al **factor de utilización térmica (f)** y a la **probabilidad de escape a la captura por resonancia (p)**, **también afecta a k_{ef}** .

□ El resto de factores de la fórmula de seis factores **también se ven afectados, pero en menor medida**.



□ Hay un **valor máximo de la $\frac{N^m}{N^u}$** .

- **Por encima de él**, el aumento de la relación provoca una **disminución de k_{ef} debido al dominio del decrecimiento de f** → **Núcleo sobre-moderado**.
- **Por debajo de él**, una disminución de la relación provoca una **disminución de k_{ef} debido al dominio del decrecimiento de p** → **Núcleo sub-moderado¹**.

Coeficiente de temperatura del moderador



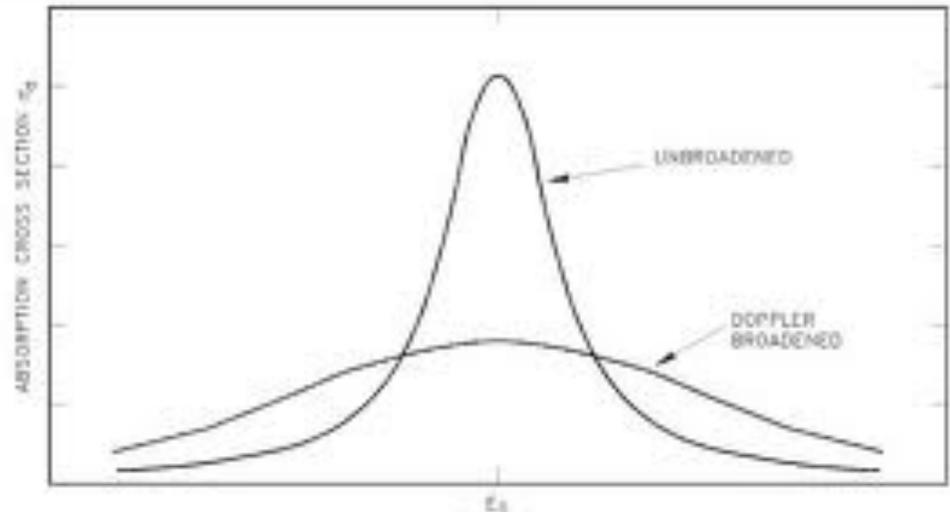
- **Coeficiente de temperatura de la reactividad: cambio en la reactividad por grado de variación de la temperatura .**
 - Debido a que los **diferentes materiales del reactor dan lugar a diferentes cambios en la reactividad con la temperatura**, y que se encuentran a **diferentes temperaturas durante el funcionamiento del mencionado reactor**, se utilizan **diferentes coeficientes de temperatura**.
 - Por lo general, los dos **coeficientes de temperatura dominantes** son el **coeficiente de temperatura del moderador** y el **coeficiente de temperatura del combustible**.

- **Coeficiente de temperatura del moderador: cambio en la reactividad por grado de variación en la temperatura del moderador.**
 - La **magnitud y su signo depende** fundamentalmente de la **razón moderador-combustible**.
 - Reactor sub-moderado: **coeficiente de temperatura del moderador negativo**.
 - Reactor sobre-moderado: **coeficiente de temperatura del moderador positivo**.

- **Es deseable un coeficiente de temperatura del moderador negativo por su efecto de auto-regulación.**

Coeficiente de temperatura del combustible

- ❑ **Coeficiente de temperatura del combustible: cambio en la reactividad por cada grado de variación en la temperatura del combustible.**
- ❑ **Es más importante que exista un coeficiente de temperatura del combustible negativo que un coeficiente de temperatura del moderador del mismo signo.**
 - **Tras un incremento de potencia**, el coeficiente de temperatura del combustible inicia la **adición inmediata de reactividad negativa**.
- ❑ **Otro nombre: coeficiente Doppler de reactividad del combustible.**
 - Este nombre es debido a que en ciertos reactores **el coeficiente de temperatura del combustible de reactividad es negativo** como **consecuencia del efecto Doppler**, también denominado **ensanchamiento Doppler**.



Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals hanbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy

- La reactividad en el núcleo del reactor puede verse afectada por la **presión del sistema**.
- Coeficiente de presión de la reactividad: **cambio en la reactividad por unidad de variación de la presión**.
 - Es el resultado del efecto de la presión sobre la densidad del moderador (**coeficiente de reactividad de la densidad del moderador**).
 - A medida que aumenta la presión, **aumenta la densidad del moderador, lo que aumenta la proporción de moderador-combustible en el núcleo**.
 - En un núcleo sub-moderado típico **el incremento de la relación moderador/combustible tiene como resultado una adición positiva de reactividad**.
 - En reactores que usan agua como moderador, **el valor absoluto de este coeficiente es rara vez un factor importante** porque es muy pequeño en comparación con el coeficiente de temperatura del moderador de la reactividad.
 - En cambio, **en un BWR** este coeficiente se convierte en un **factor importante** debido a los **grandes cambios de densidad** que se producen cuando se produce el **cambio de fase**, de agua a vapor, y, como consecuencia, **un cambio de presión**.

-
- **Coeficiente de vacío de la reactividad: cambio en la reactividad del núcleo por cambio porcentual en el volumen de vacío.**
 - Es un **factor de mucha importancia** en el funcionamiento de un **BWR**, y a tener en cuenta en otros reactores moderados por agua.
 - Es **debido a la formación de burbujas de vapor** en el moderador.
 - **A medida que la potencia del reactor se va elevando, las burbujas de vapor comienzan a formarse desplazando al moderador de los canales de refrigeración del núcleo.**
 - Este desplazamiento **reduce la relación moderador/combustible** produciendo, en un núcleo sub-moderado, la **adición de reactividad negativa, limitando el incremento de potencia del reactor.**
 - Este **factor es significativo** en aquellos **reactores moderados por agua** que operan en, o cerca de, **condiciones de saturación.**

□ **Libros:**

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy*

1.5. Venenos neutrónicos

-
- Venenos combustibles fijos
 - Venenos solubles
 - Venenos no-combustibles

Venenos combustibles fijos



- Durante el **funcionamiento de un reactor** la **cantidad de combustible** contenido en el núcleo **disminuye constantemente**.
- Si el reactor ha de operar durante un largo periodo de tiempo, cuando se construye el reactor **se debe añadir combustible en exceso** –por encima del necesario para estar en criticidad-.
- La **reactividad positiva debida al exceso de combustible debe ser equilibrada** por la **reactividad negativa de un material absorbente de neutrones**.
 - Las **barras de control**, que contienen material absorbente de neutrones, son **uno de los métodos** utilizados para compensar el exceso de combustible.
 - El **uso único de barras de control para equilibrar el exceso de reactividad** puede ser **indeseable** o **poco práctico** por varias razones.
 - e.g., en un diseño en particular, que no haya espacio suficiente para las barras de control y sus grandes mecanismos de control fuera del reactor.
 - **Para controlar las grandes cantidades de combustible excedente**, sin la adición de barras de control adicionales, **se añaden venenos combustibles** al núcleo.

Venenos combustibles fijos



- ❑ **Venenos combustibles:** materiales que tienen una alta sección eficaz de absorción de neutrones, disminuyendo ésta hasta valores relativamente bajos como resultado de dicha absorción.
 - Debido a su quemado, su reactividad Negativa disminuye a lo largo de la vida del núcleo.
 - Idealmente, las reactividades negativas de estos venenos deben disminuir a la misma velocidad que decrece la reactividad positiva del combustible excedente.
- ❑ Los venenos combustibles fijos son generalmente compuestos de boro o de gadolinio en forma de placas de celosías, o introducidos como aditivos del combustible
- ❑ Dado que, por lo general, se pueden distribuir de manera más uniforme que las barras de control, estos venenos son menos perjudiciales para la distribución energética del núcleo.

- ❑ Estos venenos producen una **absorción neutrónica espacialmente uniforme** cuando se disuelven en el agua de refrigeración.
- ❑ **Veneno soluble más común en PWR: Ácido Bórico.**
- ❑ El ácido bórico disuelto en el refrigerante **disminuye el factor de utilización térmica**, provocando la **disminución de la reactividad**.
- ❑ La reactividad del núcleo se puede **variar fácilmente** mediante la **variación de la concentración del ácido bórico en el refrigerante**.
 - Si la **concentración de boro se incrementa (boración)**, el líquido refrigerante/moderador absorbe más neutrones, **agregando reactividad negativa**.
 - Si la **concentración de boro se reduce (dilución)**, **se añade reactividad positiva**.
- ❑ El **cambio de la concentración del boro** en un PWR es un **proceso lento** que se usa principalmente para **compensar el agotamiento de combustible o la acumulación de veneno**.

- **Ventajas** de los **venenos combustibles fijos** sobre los **compensadores químicos**:
 - **Pueden ser colocados en lugares específicos con el fin de controlar el perfil de flujo neutrónico en el núcleo.**
 - **No hacen menos negativo al coeficiente de temperatura de reactividad del moderador (α_m).**
 - **En el caso de los venenos solubles, α_m es menos negativo. O sea que al aumentar la temperatura del moderador, la reactividad disminuye en menor medida.**
 - **Cuando la temperatura se eleva y el moderador se expande, parte de él sale fuera de la zona activa del núcleo. Parte de boro también saldrá con el moderador, produciendo un efecto positivo sobre la reactividad.**
 - **Esta propiedad de los venenos solubles limita la concentración de boro admisible, ya que cualquier concentración mayor hace positivo al α_m .**

- ❑ **Aquel que mantiene un valor negativo constante de la reactividad durante la vida del núcleo.**
- ❑ Bajo ciertas condiciones, **algunos materiales pueden ser considerados como venenos no-combustibles**, e.g. **hafnio**.
- ❑ **Absorbentes con bajas secciones eficaces de absorción de neutrones** también pueden ser tratados como **no-combustibles en la mayoría de condiciones**.
- ❑ Es posible **hacer que la reactividad de un veneno combustible sea más uniforme** a lo largo de la vida de núcleo mediante el **uso de auto-blindaje**.
- ❑ **Uso habitual de venenos no-combustibles fijos:**
 - **Dar forma a la distribución de potencia en el núcleo.**
 - **Prevención de flujo neutrónico excesivo o de picos de potencia.**

□ **Libros:**

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy*

1.6. Xenón

-
- ❑ Productos de fisión venenosos
 - ❑ Producción y eliminación del Xenon-135
 - ❑ Respuesta del Xenon-135 a la parada del reactor
 - ❑ Oscilaciones del Xenon-135
 - ❑ Respuesta del Xenon-135 a los cambios de potencia en el reactor

Productos de fisión venenosos



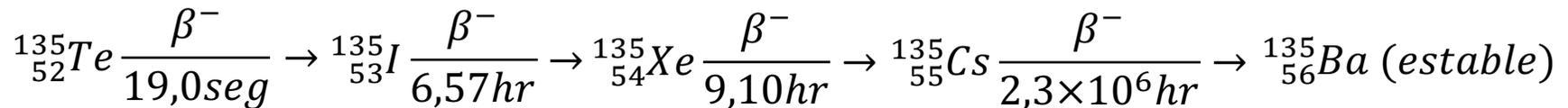
- ❑ Los **fragmentos de fisión**, resultado de la fisión nuclear, **se desintegran** dando lugar a una **variedad amplia de productos de fisión**.
- ❑ Estos productos son **absorbentes parasitarios de neutrones**, y son, además, **fuentes de calor duraderas**.
- ❑ **De entre todos los productos de fisión**, alguno de los cuales poseen σ_a significativas, el **Xenon-135** y el **Samarium-149** son **los dos con mayor impacto en el diseño y operación del reactor**.
 - Estos dos venenos eliminan neutrones de fisión, lo cual tiene un **impacto negativo sobre el factor de utilización térmica** y, por lo tanto, **sobre el k_{ef} y la reactividad del núcleo**.

Producción y eliminación del Xenón-135



□ σ_a del Xe-135: **$2,6 \times 10^6$ barnios.**

- Este isótopo se produce directamente por fisión, pero es más común como **producto de la cadena de desintegración del Telurio-135.**
 - el **rendimiento directo¹ de la fisión (γ) para el Xe-135** es de **$\sim 0,3\%$** , mientras que el del **Telurio-135 es $\gamma \sim 6\%$.**



- La $t_{1/2}$ del Telurio-135 es tan corta en comparación con las otras vidas medias que **se puede suponer que el I-135 se produce directamente a partir de la fisión.**
- El I-135 no es un gran absorbente de neutrones, pero **se desintegra formando Xe-135.**
 - El **95% del Xenón-135** producido **proviene de la desintegración del I-135.**
 - Por lo tanto, el $t_{1/2}$ del I-135 juega un papel importante en la cantidad de Xe-135 presente.

Producción y eliminación del Xenón-135

- La **velocidad de variación de la concentración del yodo** es igual a su **velocidad de producción menos** su **velocidad de eliminación**.

$$\left(\begin{array}{c} \text{Vel. de variación} \\ \text{de la concentración del I} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{c} \text{Producción} \\ \text{por fisión} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{Velocidad de} \\ \text{desintegración} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{Velocidad de} \\ \text{quemado} \end{array} \right)$$

(1) $\frac{dN_I}{dt} = \gamma_I \sum_{\text{fisión}}^{\text{comb}} \phi - \lambda_I N_I - \sigma_a^I N_I \phi$

- N_I – Concentración de ^{135}I
 γ_I – Rendimiento de la fisión para el ^{135}I
 $\sum_{\text{fisión}}^{\text{comb}}$ – Sección macr. de fisión del combustible
 ϕ – Flujo de neutrones térmicos
 λ_I – Constante de desintegración del ^{135}I
 σ_a^I – Sección eficaz de absorción del ^{135}I

▪ Como $\sigma_a^I \approx 0 \rightarrow \sigma_a^I N_I \phi \approx 0$

(2) $\frac{dN_I}{dt} = \gamma_I \sum_{\text{fisión}}^{\text{comb}} \phi - \lambda_I N_I$

▪ Si $\frac{dN_I}{dt} = 0 \rightarrow \gamma_I \sum_{\text{fisión}}^{\text{comb}} \phi = \lambda_I N_I$



$$(3) \quad N_I(\text{eq}) = \frac{\gamma_I \sum_{\text{fisión}}^{\text{comb}} \phi}{\lambda_I} \text{ – Concentración de equilibrio del Yodo}$$

- Como se ve en la ecuación (3), la **concentración de equilibrio del Yodo** es **proporcional a la velocidad de fisión y**, por lo tanto, **a la potencia del reactor**.

Producción y eliminación del Xenón-135



- La **velocidad de variación de la concentración del Xenón** es igual a su **velocidad de producción menos** su **velocidad de eliminación**.

$$\left(\begin{array}{c} \text{Vel. de variación} \\ \text{de la concentración} \\ \text{del Xe - 135} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{c} \text{Producción} \\ \text{por fisión} \\ \text{del Xe - 135} \end{array} \right) + \left(\begin{array}{c} \text{Producción por} \\ \text{desintegración} \\ \text{del I - 135} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{Velocidad de} \\ \text{desintegración} \\ \text{del Xe - 135} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{Velocidad de} \\ \text{quemado} \\ \text{del Xe - 135} \end{array} \right)$$

$$(4) \frac{dN_{Xe}}{dt} = \gamma_{Xe} \sum_{fisión}^{comb} \phi + \lambda_I N_I - \lambda_{Xe} N_{Xe} - \sigma_a^{Xe} N_{Xe} \phi$$

N_I y N_{Xe} – Concentraciones de ^{135}I y del ^{135}Xe

γ_I y γ_{Xe} – Rendimientos de fisión para el ^{135}I y el ^{135}Xe

$\sum_{fisión}^{comb}$ – Sección macroscópica de fisión del ^{35}Xe

ϕ – Flujo de neutrones térmicos

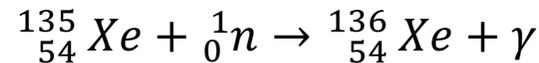
λ_I y λ_{Xe} – Constantes de desintegración del ^{135}I y del ^{135}Xe

σ_a^{Xe} – Sección eficaz de absorción del ^{135}Xe

Producción y eliminación del Xenón-135



- El cuarto sumando de la ec. (4) –término del quemado del Xe-135- expresa la **absorción neutrónica del Xe-135**:



- El Xe-136 **no es un absorbedor neutrónico significativo**. Por ello, la absorción neutrónica del Xe-135 **significa** que se está **eliminando veneno del reactor**. Como se aprecia en la ecuación (4), la **velocidad de quemado del Xe-135 depende** del **flujo neutrónico** y de la **concentración de este nucleido**.

- **Concentración de equilibrio del Xe-135:**

$$(5) \quad N_{Xe}(eq) = \frac{\gamma_{Xe} \sum_{fisión}^{comb} \phi + \lambda_I N_I}{\lambda_{Xe} + \sigma_a^{Xe} \phi}$$

- **Para que el Xe-135 esté en equilibrio, el I-135 también lo debe estar**. Por ello, sustituyendo la ec. (3) en la ec. (5):

$$(6) \quad N_{Xe}(eq) = \frac{(\gamma_{Xe} + \gamma_I) \sum_{fisión}^{comb} \phi}{\lambda_{Xe} + \sigma_a^{Xe} \phi}$$

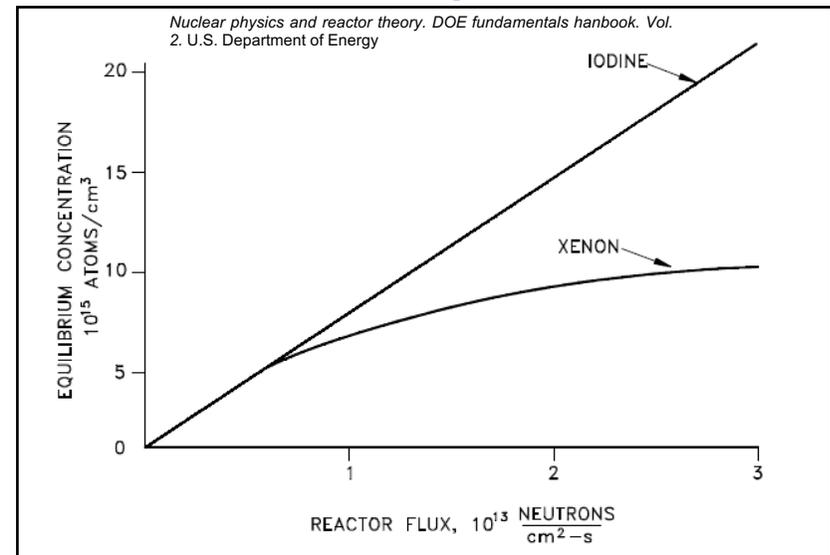
Producción y eliminación del Xenón-135

□ Analizando la ec. (6):

- El valor de equilibrio del Xe-135 se incrementa **cuando la potencia se incrementa**, ya que **el numerador es proporcional a la velocidad de fisión**.
- Si el **flujo neutrónico**, que también aparece en el denominador, excede de 10^{12} neutrones/(cm²*seg) el término $\sigma_a^{Xe} \phi$ empieza a ser dominante; con **valores de $\sim 10^{15}$ neutrones/(cm²*seg)** la **concentración del Xe-135 se aproxima a su valor máximo**.

□ **Cuanto mayor sea la potencia en el reactor –o, lo que es lo mismo, su flujo neutrónico– mayor será la concentración de equilibrio del Xe-135.**

– No obstante, **esta relación no es lineal¹**.



Concentraciones de equilibrio del I-135 y del Xe-135 en función del flujo neutrónico.

Respuesta del Xenón-135 a la parada del reactor



- En un **reactor apagado**, el **flujo neutrónico** se reduce prácticamente a **cero**.

$$\left(\begin{array}{c} \text{Vel. de variación} \\ \text{de la concentración} \\ \text{del Xe - 135} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{c} \text{Producción} \\ \text{por fisión} \\ \text{del Xe - 135} \end{array} \right) + \left(\begin{array}{c} \text{Producción por} \\ \text{desintegración} \\ \text{del I - 135} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{Velocidad de} \\ \text{desintegración} \\ \text{del Xe - 135} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{Velocidad de} \\ \text{quemado} \\ \text{del Xe - 135} \end{array} \right)$$

$$(7) \quad \frac{dN_{Xe}}{dt} = +\lambda_I N_I - \lambda_{Xe} N_{Xe} \quad N_I \text{ y } N_{Xe} - \text{Concentraciones de } ^{135}\text{I y del } ^{135}\text{Xe}$$

$$\lambda_I \text{ y } \lambda_{Xe} - \text{Constantes de desintegración del } ^{135}\text{I y del } ^{135}\text{Xe}$$

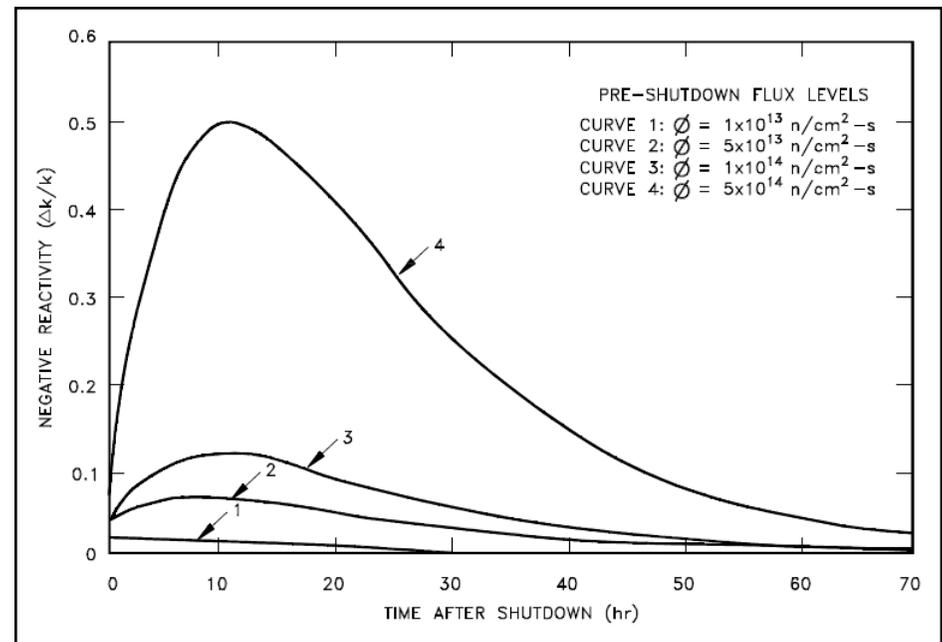
- Debido a que la **velocidad de desintegración del I-135 es mayor que la del Xe-135 la concentración del Xe alcanza un pico**.

- **Condición para alcanzar el pico:** $(8) \quad \lambda_I N_I = \lambda_{Xe} N_{Xe}$
- A partir de ese momento, la **producción de Xe-135 a partir de la desintegración del I-135 es inferior a la eliminación del primero por desintegración** y, por ello, la **concentración del veneno disminuye**.
- **Cuanto mayor es el flujo neutrónico antes del apagado, mayor es la concentración del I-135 en ese momento** y, por lo tanto, **mayor es el pico de la concentración del Xe-135 tras la parada** (Ver figura en la siguiente diapositiva).

Respuesta del Xenón-135 a la parada del reactor

- ▣ **Arranque impedido por Xenón:** La reactividad negativa del Xenón puede ser lo suficiente grande –en valor absoluto– como para que el reactor no se pueda operar, porque la reactividad positiva disponible no la contrarresta.
- ▣ Tras el pico, la concentración del Xe-135 disminuirá a una velocidad función de las velocidades de desintegración del I-135 y del Xe-135.
- ▣ En algunos reactores, tras parada a potencia nominal,...
 - al cabo de 20 horas, la concentración del Xe-135 será la misma que la de equilibrio a dicha potencia.
 - Tras, aproximadamente, 3 días después de la parada, la concentración de Xe-135 se habrá reducido a un pequeño porcentaje de su nivel anterior a la parada. En ese momento se supone, sin error apreciable, que el reactor está libre de xenón.

Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy



□ Los **grandes reactores térmicos con poco acoplamiento de flujo entre regiones** pueden experimentar **oscilaciones espaciales de potencia debido a una distribución no-uniforme de Xe-135**. El **mecanismo** que da lugar a este fenómeno es el siguiente:

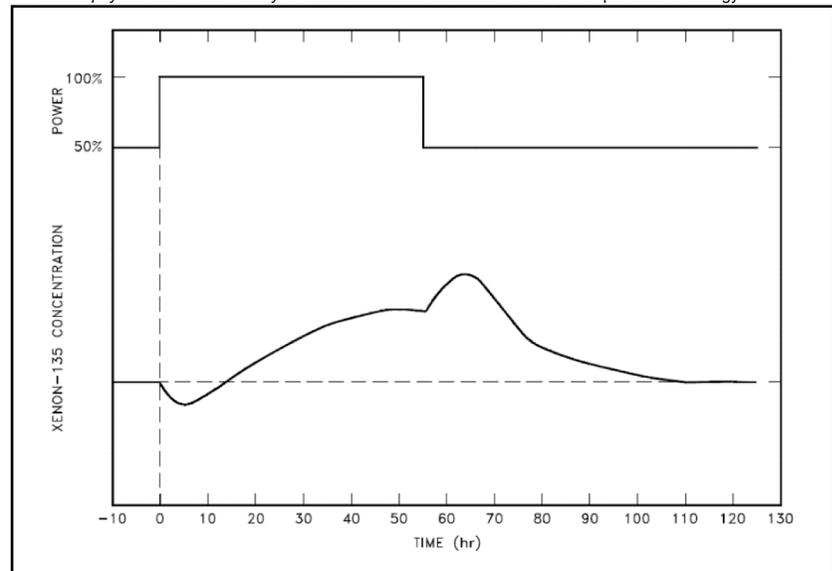
1. Una **falta inicial de simetría en la distribución de potencia en el núcleo** provoca un **desequilibrio** en las velocidades de fisión dentro del núcleo del reactor, y por lo tanto, **en la acumulación de I-135 y en la absorción de neutrones por parte del Xenón-135**.
2. En la **región de alto flujo**, el **quemado del Xe-135** permite un **aumento del mencionado flujo**; En cambio, en la **región de bajo flujo**, el **aumento del Xe-135** provoca una **reducción adicional del flujo**. La **concentración del I-135 aumenta donde el flujo es alto**, y **disminuye donde el flujo es bajo**.
3. Cuando **los niveles de I-135 aumentan lo suficiente**, la **desintegración del Xe se invierte**: el flujo disminuye en la zona. En cambio, de manera inversa, la **región con bajo flujo incrementa su potencia**.
4. La repetición de estos patrones puede conducir a **oscilaciones de xenón en todo el núcleo**, con **períodos de tiempo de ~15 horas**.

Respuesta del Xenón-135 a los cambios de potencia en el reactor



1. Instante inicial: **elevación de la potencia del reactor desde el 50% al 100% de la potencia nominal.**
2. Cuando se incrementa la potencia, **inicialmente la concentración de Xe disminuye** debido a que su quemado aumenta con el nuevo nivel de potencia.
 - Debido a que el **95 % de la producción de Xe-135 procede de la desintegración del I-135**, que tiene de 6 a 7 horas de vida media, **la producción de Xe permanece constante durante varias horas.**
3. Después de unas pocas horas (4÷6 horas, función de los niveles de potencia), **la velocidad de producción de Xe-135 se iguala a su velocidad de eliminación: mínimo de la concentración de Xe-135.**
4. A continuación, **en 40÷50 horas, se incrementará la mencionada concentración de Xe-135 hasta alcanzar un nuevo nivel de equilibrio** (para la nueva potencia).

Nuclear physics and reactor theory, DOE fundamentals handbook, Vol. 2, U.S. Department of Energy



Variación en la conc. del Xe-135 con la potencia

Respuesta del Xenón-135 a los cambios de potencia en el reactor

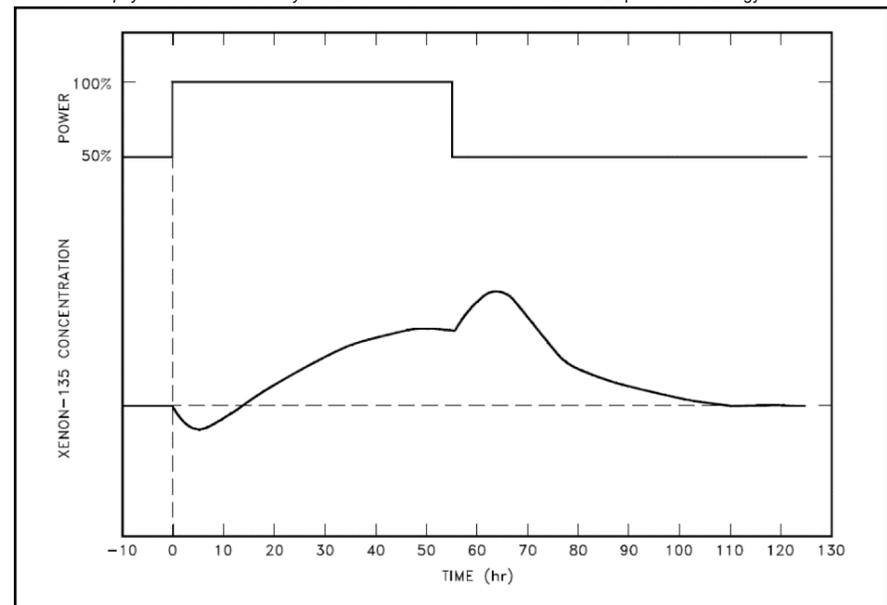


1. Cuando se reduce la potencia del 100% al 50% (t=55 horas) **el proceso se invierte.**
 - Hay una **disminución inmediata en el grado de quemado del Xenón**, dando lugar a un **incremento en su concentración.**
 - ✓ La **concentración del I-135 se mantiene todavía en el nivel de equilibrio más alto (100% de potencia)** y, por lo tanto, **se sigue produciendo Xe-135 con el ritmo más alto posible.**

2. La **concentración del Xe-135 sigue aumentando** hasta que **su velocidad de producción se iguala a la de eliminación** (7÷8 horas tras la reducción de potencia).
 - **Cuanto mayor sea la potencia inicial mayor es el pico de Xe.**

3. A continuación, **la concentración del Xe-135 disminuye gradualmente hasta el nuevo nivel de equilibrio** (50÷60 horas tras el pico de concentración).

Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy



□ **Libros:**

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy*

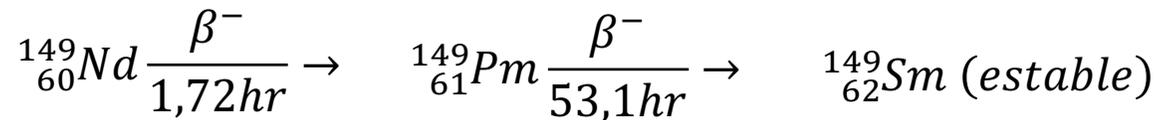
1.7. Samario y otros venenos

-
- ❑ Producción y eliminación del Samario-149
 - ❑ Respuesta del Samario-149 a la parada del reactor
 - ❑ Otros venenos neutrónicos

Producción y eliminación del Sm-149



- El **Samario-149** es el **segundo veneno más importante de los productos de fisión** debido a su elevada sección eficaz de absorción de neutrones térmicos ($4,1 \times 10^4$ barnios)
- el **Sm-149 se produce** a partir de la **desintegración del Neodimio-149** (fragmento de fisión):



□ Comportamiento del Sm-149:

- **Hay que tener en cuenta que:** $t_{\frac{1}{2}, \text{Nd}-149} \ll t_{\frac{1}{2}, \text{Pm}-149} \rightarrow$
- El **Pm-149** se puede considerar como **producto directo de la fisión**.
- La **aproximación anterior, junto a la pequeña cantidad de Pm-149 quemado**, nos permite **examinar el comportamiento del Sm-149 a partir de el comportamiento del mencionado Pm-149**.

Producción y eliminación del Sm-149

- La **velocidad de variación de la concentración del Prometio** es igual a su **velocidad de producción menos** su **velocidad de eliminación**.

$$\left(\begin{array}{c} \text{Vel. de variación} \\ \text{de la concentración} \\ \text{del Pm - 149} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{c} \text{Producción} \\ \text{por fisión} \\ \text{del Pm - 149} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{Velocidad de} \\ \text{desintegración} \\ \text{del Pm - 149} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{Velocidad de} \\ \text{quemado} \\ \text{del Pm - 149} \end{array} \right)$$

$$(1) \quad \frac{dN_{Pm}}{dt} = \gamma_{Pm} \sum_{fisión}^{comb} \phi - \lambda_{Pm} N_{Pm}$$

$$\blacksquare \text{ Si } \frac{dN_{Pm}}{dt} = 0 \rightarrow \gamma_{Pm} \sum_{fisión}^{comb} \phi = \lambda_{Pm} N_{Pm}$$



γ_{Pm} – Rendimiento de la fisión para el ^{149}Pm

$\sum_{fisión}^{comb}$ – Sección macr de fisión del combustible

ϕ – Flujo de neutrones térmicos

λ_{Pm} – Constante de desintegración del ^{149}Pm

N_{Pm} – Concentración del ^{149}Pm

Valor de equilibrio del Pm – 149

$$(2) \quad N_{Pm}(eq) = \frac{\gamma_{Pm} \sum_{fisión}^{comb} \phi}{\lambda_{Pm}}$$

Producción y eliminación del Sm-149

- La **velocidad de variación de la concentración del Samario** es igual a su **velocidad de producción menos** su **velocidad de eliminación**.

$$\left(\begin{array}{c} \text{Vel. de variación} \\ \text{de la concentración} \\ \text{del Sm - 149} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{c} \text{Producción} \\ \text{por fisión} \\ \text{del Sm - 149} \end{array} \right) + \left(\begin{array}{c} \text{Producción por} \\ \text{desintegración} \\ \text{del Pm - 149} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{Velocidad de} \\ \text{quemado} \\ \text{del Sm - 1149} \end{array} \right)$$

$$(3) \quad \frac{dN_{Sm}}{dt} = \gamma_{Sm} \sum_{fisión}^{comb} \phi + \lambda_{Pm} N_{Pm} - N_{Sm} \sigma_a^{Sm} \phi$$

▪ Como $\gamma_{Sm} \sum_{fisión}^{comb} \phi \approx 0$



$$(4) \quad \frac{dN_{Sm}}{dt} = \lambda_{Pm} N_{Pm} - N_{Sm} \sigma_a^{Sm} \phi$$

▪ Si $\frac{dN_{Sm}}{dt} = 0 \rightarrow N_{Sm} \sigma_a^{Sm} \phi = \lambda_{Pm} N_{Pm}$

$$N_{Sm} = \frac{\lambda_{Pm} N_{Pm}}{\sigma_a^{Sm} \phi}$$


- **Sustituyendo N_{Pm} por su valor de equilibrio, Ec. (2):**

$$(5) \quad N_{Sm}(eq) = \frac{\gamma_{Pm} \sum_{fisión}^{comb}}{\sigma_a^{Sm}}$$

γ_{Sm} – Rendimiento de la fisión para el ^{149}Sm

$\sum_{fisión}^{comb}$ – Sección macr de fisión del combustible

ϕ – Flujo de neutrones térmicos

λ_{Pm} – Constante de desintegración del ^{149}Pm

N_{Pm} – Concentración del ^{149}Pm

N_{Sm} – Concentración del ^{149}Sm

σ_a^{Sm} – Sección eficaz de absorción del ^{149}Sm

Respuesta del Sm-149 a la parada del reactor



- Dado que el flujo neutrónico se reduce prácticamente a cero cuando se para el reactor, la **velocidad de variación en la producción de Sm-149 será:**

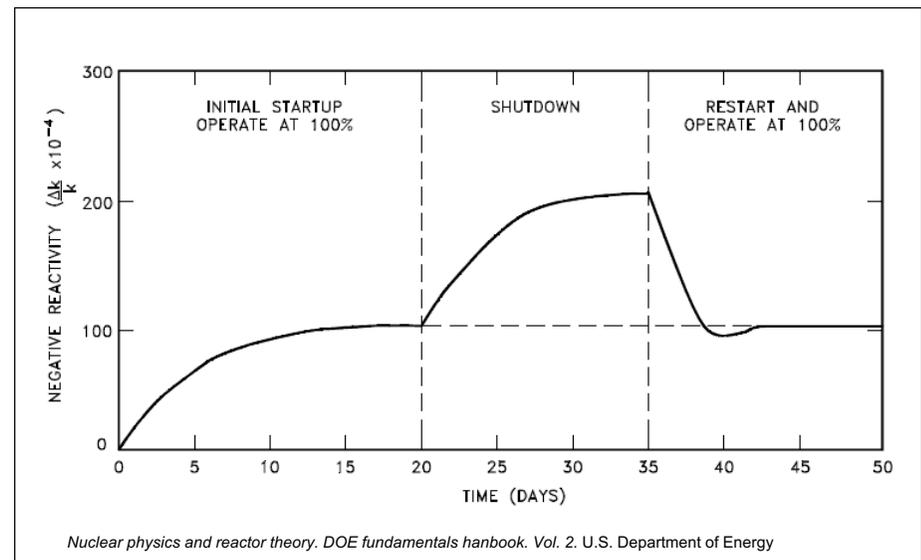
$$\frac{dN_{Sm}}{dt} = \lambda_{Pm} N_{Pm}$$

λ_{Pm} – Constante de desintegración del ^{149}Pm

N_{Pm} – Concentración del ^{149}Pm

Comportamiento típico del Sm-149 en un reactor de agua ligera

- El Sm-149 no se desintegra por no ser radiactivo. Ello da lugar a problemas diferentes a los del Xe-135.
- Reactor en operación
 - Apagado del reactor
 - Reinicio del reactor y operación.
- El envenenamiento por samario es menor que el que es producido por el Xenón.



- Hay **muchos otros productos de fisión** que, como resultado de su concentración y de su sección eficaz de absorción de neutrones térmicos, **tienen un efecto de envenenamiento en el funcionamiento del reactor**.

 - **Individualmente son de poca importancia, pero "agrupados" tienen un impacto significativo.**
 - Se suelen denominar como **"venenos agrupados resultantes de los productos de fisión"**. Acumulación a un ritmo promedio de 50 barnios por fisión.

- Además de los anteriores, **otros materiales del reactor se desintegran dando lugar a otros materiales que actúan como venenos neutrónicos**.

 - **Ejemplo: desintegración del H-3 en He-3**
 - ✓ Normalmente esta desintegración no afecta significativamente a las operaciones del reactor debido a que el ritmo de desint. del tritio es muy lento ($t_{1/2}=12,3$ años).
 - ✓ Sin embargo, si el H-3 producido en un reactor permanece en él durante una parada prolongada (varios meses), una parte significativa de él puede desintegrarse en He-3, dando lugar a una cantidad significativa de reactividad negativa.
 - ✓ Cualquier cantidad de He-3 producido en el reactor durante la parada se eliminará durante el funcionamiento posterior por una reacción neutrón-protón.

□ **Libros:**

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy*

1.8. Barras de control

-
- ❑ Selección de los materiales de las barras de control
 - ❑ Tipos de barras de control
 - ❑ Eficacia de las barras de control
 - ❑ Valor integral y diferencial de las barras de control
 - ❑ Mecanismos de las barras de control

Selección de los materiales de las barras de control



- ❑ Las **barras de control**, **realizadas con materiales absorbedores de neutrones**, se instalan en la mayoría de los reactores para proporcionar un **control preciso y ajustable de la reactividad**.
 - El **material utilizado** varía en **función de diseño del reactor**: **plata, indio, cadmio, boro o hafnio**.
 - Generalmente, el **material seleccionado** debe tener una **buena sección eficaz de absorción de neutrones** y una **larga vida útil como absorbedor**.
- ❑ **Tipos de barras de control**:
 - **Absorbedor “negro”**: **absorbe prácticamente todos los neutrones incidentes**.
 - **Absorbedor “gris”**: **absorbe una parte de los neutrones incidentes**.
- ❑ Las barras grises producen un perfil de **flujo neutrónico más plano** y a una **distribución de potencia más uniforme** en el núcleo.

Selección de los materiales de las barras de control



- ❑ En una barra de control no **es deseable que existan grandes cantidades de material con una sección eficaz de absorción muy alta**, ya que **se quemará rápidamente**.
- ❑ El mismo valor de reactividad se puede lograr mediante la fabricación de una barra de control utilizando una **mayor cantidad material de sección eficaz de absorción ligeramente inferior**. De esta manera, además, la **barra no se quema tan rápidamente**.
 - En las **barras grises**, la **cantidad de material con una sección eficaz de absorción alta es limitada**.
- ❑ **A veces se prefiere materiales que absorben neutrones por resonancia a aquellos que sólo poseen altas secciones eficaces de absorción de neutrones térmicos.**
 - Estos materiales **absorben neutrones en el rango epitermal de energías**.
 - En un reactor, el **camino recorrido por los neutrones epitermales es mayor que el recorrido por los neutrones térmicos**. Por lo tanto, un absorbedor por resonancia absorbe neutrones que tienen su última colisión más lejos (en promedio) de la barra de control que un absorbedor térmico.
 - **Conclusión:** el área de influencia alrededor del absorbedor por resonancia es mayor que alrededor de un absorbedor térmico, siendo útil para mantener un **perfil de flujo neutrónico más plano**.

-
- ❑ Existen **varias maneras de clasificar las barras de control**.
 - Por el **propósito de las barras de control**:
 - ✓ **Barras de ajuste**- utilizadas para el **control basto y/o** para **eliminar reactividad en cantidades relativamente grandes**.
 - ✓ **Barras de regulación**- utilizadas para los **ajustes finos** y para **mantener la potencia o la temperatura deseada**.
 - ✓ **Barras de seguridad**- utilizadas para la **desconexión rápida del reactor** en el caso de una condición de trabajo insegura.
 - ❑ **No todos los reactores tienen diferentes barras para lograr diferentes fines**.
 - Dependiendo del tipo de reactor y de los controles necesarios, es posible utilizar las **barras de control con doble o, incluso, triple propósito**.

Eficacia de las barras de control

Efecto de una barra de control colocada en el centro de un núcleo con distribución radial de flujo

□ **Depende en gran medida de:**

$$\frac{\phi_{barra}}{\phi_{medio, reactor}}$$

□ **Máxima eficacia de la barra de control**

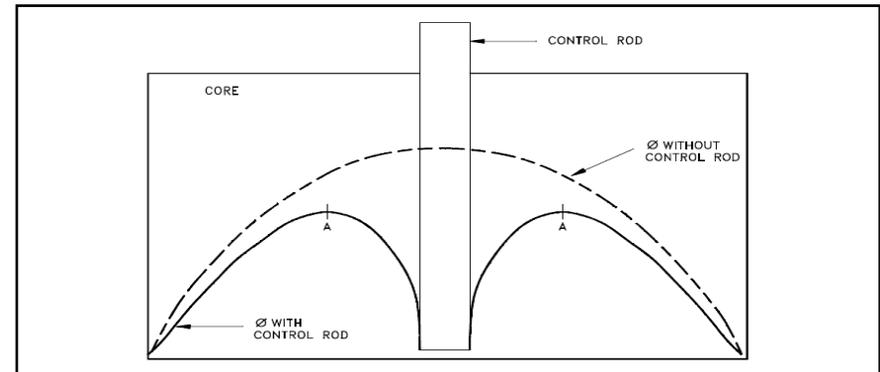
(inserción de la mayor reactividad negativa posible): **introducción en la zona del reactor con mayor flujo.**

- Si un reactor tuviese **una única barra de control**, debería ser **colocada en el centro del núcleo** (Ver figura anexa).

□ **Si se añadiesen barras adicionales** al reactor anterior, la **ubicación más efectiva** sería en las **zonas con flujo neutrónico máximo (Puntos A)**.

□ En un reactor con exceso de reactividad **son necesarias numerosas barras de control para eliminar dicho exceso.**

□ **Valor de barras de control:** **cambio en la reactividad total** causada por el movimiento de las barras de control.



Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy

Valor integral y diferencial de las barras de control



□ El efecto preciso de las barras de control sobre la reactividad **se puede determinar experimentalmente**.

- Por ejemplo, una barra de control puede ser retirada en pequeños incrementos –e.g. 0,5 pulgadas (1,27cms)- determinando el cambio en la reactividad tras cada retirada.

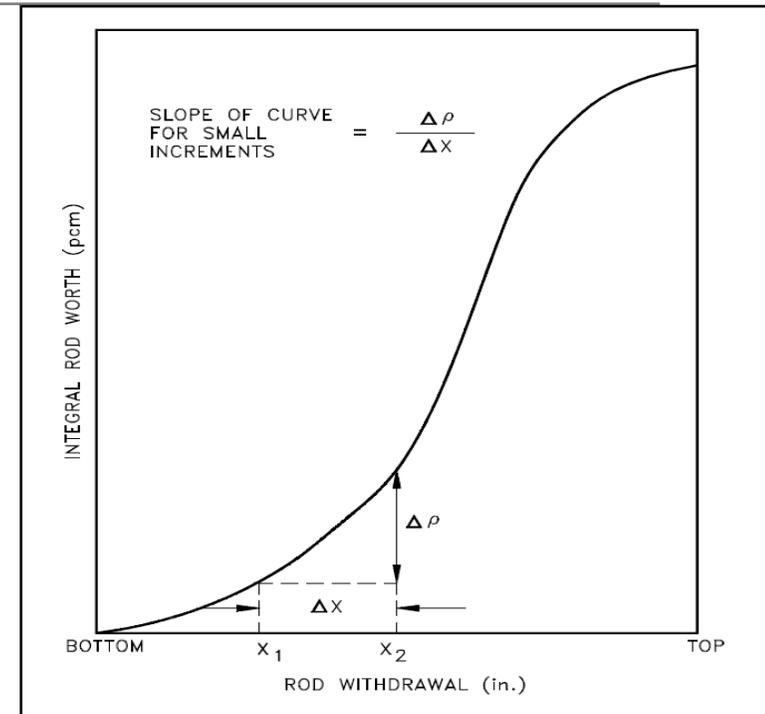


□ Trazado de la gráfica reactividad/posición de barras

- Valor integral de barra de control en todo el rango de retirada de ésta.

- Valor total de la reactividad de la barra para un determinado grado de retirada.

- Su mayor valor se alcanza cuando la barra está totalmente retirada.



Valor integral de barra de control

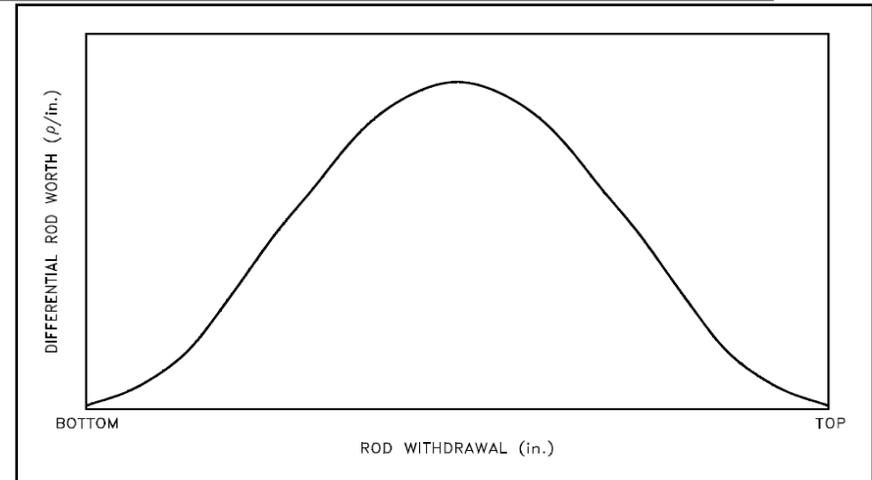
Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy

□ Valor diferencial de la barra de control:

- **Parte inferior del núcleo:** el movimiento de la barra de control tiene **poco efecto sobre la reactividad** porque hay pocos neutrones.



- **Poca variación del valor de barra por unidad de longitud** (pulgada, cm).
- **Parte central del núcleo:** a medida que la barra se acerca al centro su efecto se hace mayor, y el **cambio en el valor de barra por unidad de longitud es mayor**.
 - El mayor **valor diferencial de la barra** se ubica en el **centro del núcleo**, y **varía poco con su movimiento**.
- **Desde el centro del núcleo hasta la parte superior:** el **valor de barra por unidad de longitud es inverso al valor de barra por unidad de longitud desde el centro a la parte inferior**.



Valor diferencial de barra de control

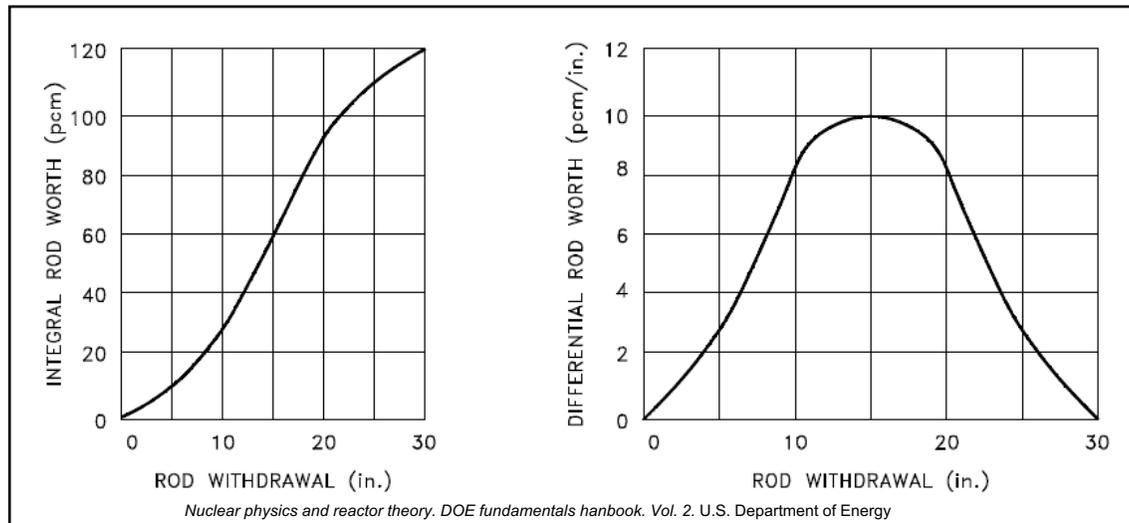
Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy

Valor integral y diferencial de las barras de control



Ejercicio 1

Utilizando la curva siguiente de valor integral de barra, calcular la reactividad insertada mediante la extracción de barras desde 12 pulgadas hasta 18 pulgadas.

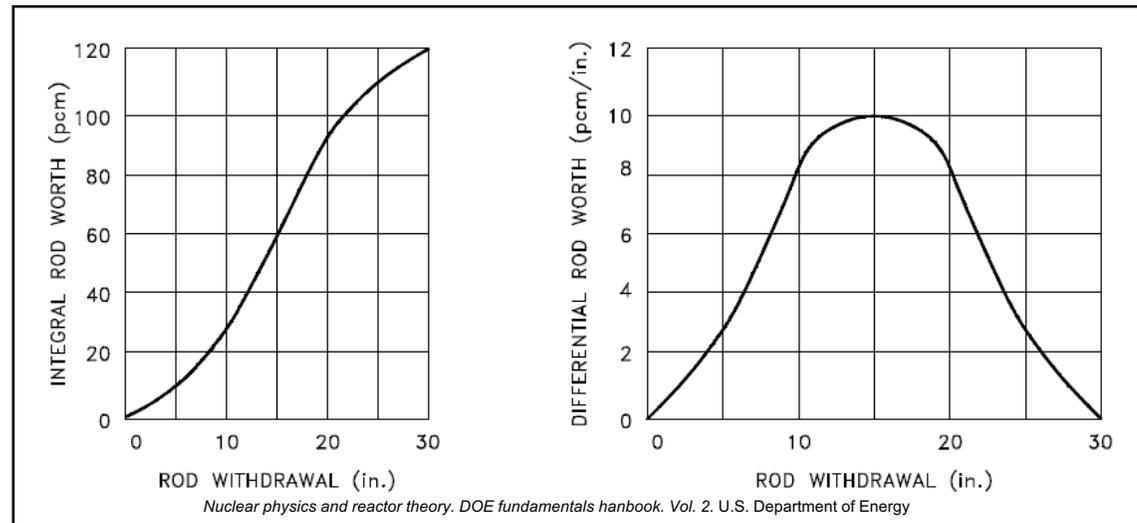


Valor integral y diferencial de las barras de control



Ejercicio 2

Utilizando la curva de valor diferencial de barra, calcular la reactividad insertada mediante el movimiento de inserción de barras desde 10 (situación inicial) hasta 6 pulgadas (situación final).



Valor integral y diferencial de las barras de control



Ejercicio 3

Dada la tabla siguiente, que muestra los datos del valor diferencial de barra, construir las curvas de valor diferencial e integral de barras

Intervalo		Reactividad insertada
Pulgadas		pcm
0	2	10
2	4	20
4	6	40
6	8	60
8	10	60
10	12	40
12	14	20
14	16	10

Mecanismos de las barras de control



- ❑ Las **velocidades de inserción de las barras de control** en una parada de emergencia son lo suficientemente rápidas como para **proteger al reactor contra daños** en todos los transitorios que se esperan que ocurran durante la vida del reactor.
- ❑ Durante el **movimiento normal de las barras**, éstas deben ser capaces de moverse lo **suficientemente rápidas como** para compensar la variación más rápida posible de la reactividad positiva con el fin de **proporcionar un control adecuado del reactor**.
- ❑ El transitorio que habitualmente se considera para calcular la **velocidad mínima de la barra** es el **quemado del pico de Xe-135 a plena potencia**.
 - El quemado del Xenón es habitualmente el transitorio no-accidental más rápido.
- ❑ Normalmente **se limita la velocidad máxima de las barras** con el fin de **reducir la gravedad de un accidente en la retirada continua de ellas**.

□ Libros:

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2.* U.S. Department of Energy
- *Ingeniería de reactores nucleares.* Samuel Glasstone y Alexander Sesonske. Editorial Reverté, S.A.

2. Teoría del reactor: Operaciones del reactor

2.1. Multiplicación subcrítica

-
- ❑ Factor de multiplicación subcrítico
 - ❑ Efecto de los cambios de reactividad en la multiplicación subcrítica
 - ❑ Uso de la gráfica $1/M$

Factor de multiplicación subcrítico



- Aún con el reactor apagado existen **neutrones en el núcleo que interactúan con el combustible.**



Interacciones neutrones-material fisionable → **fisiones**

- Por lo tanto, en un reactor siempre se produce un **pequeño número de fisiones**, incluso cuando está apagado.

- **Supuesto:**

- si un reactor posee una $k_{ef}=0,6$ y se introducen 100 neutrones (1ª generación) ⇒ 60 neutrones (2ª generación) ⇒ 36 neutrones (3ª generación)....

Generación	1ª	2ª	3ª	4ª	5ª	6ª	7ª	8ª	9ª	10ª	11ª	12ª
Neutrones	100	60	36	22	13	8	5	3	2	1	0	0

- Conclusión: **reactor en estado subcrítico** → **cada nueva generación habrá menor cantidad de neutrones.**

Factor de multiplicación subcrítico



- ❑ **Multiplicación subcrítica:** el **efecto sobre las fisiones del combustible** mediante el **aumento de la intensidad efectiva de la fuente de neutrones** en un **reactor subcrítico** ($k_{ef} < 1$).
- ❑ **Factor de multiplicación subcrítico (M):** para un valor dado de k_{ef} , **relaciona el nivel de neutrones fuente con el nivel de neutrones de estado estable del núcleo.**

$$(1) M = \frac{1}{1 - k_{ef}}$$

Ejercicio 1

Calcular los factores de multiplicación subcríticos para los siguientes valores de k_{ef}

- a) $k_{ef} = 0,6$
- b) $k_{ef} = 0,986$

Efecto de los cambios de reactividad en la multiplicación subcrítica



□ En un **reactor subcrítico**, la **relación nivel neutrónico-intensidad de neutrones fuente** es:

$$(2) \quad N = S \times M$$

N- Nivel neutrónico

S- Intensidad de neutrones fuente

M- Factor de multiplicación sub-crítico

▪ Si se sustituye (1) en (2):

$$(3) \quad N = S \times \frac{1}{1 - k_{ef}}$$

Ejercicio 2

Un reactor subcrítico ($k_{ef}=0,986$) contiene una fuente de neutrones que produce 110000 neutrones/seg. Calcular el ritmo de producción estable de neutrones en el mencionado reactor.

Efecto de los cambios de reactividad en la multiplicación subcrítica

- ❑ En la **mayoría de los reactores**, la **intensidad real de las fuentes neutrónicas (S_{real}) es difícil -si no imposible- de determinar.**
- ❑ A pesar de este hecho, todavía es posible **relacionar el cambio en la reactividad -a través del cambio del factor k_{ef} - con el cambio en el nivel neutrónico (N).**
 - Por ejemplo, considere dos instantes diferentes de un reactor, con dos valores diferentes de k_{ef} , k_1 y k_2 :

$$\left. \begin{aligned} N_1 &= S \times \frac{1}{1 - k_1} \\ N_2 &= S \times \frac{1}{1 - k_2} \end{aligned} \right\} \longrightarrow \frac{N_1}{N_2} = \frac{S \times \frac{1}{1 - k_1}}{S \times \frac{1}{1 - k_2}} \longrightarrow (4) \quad \frac{N_1}{N_2} = \frac{1 - k_2}{1 - k_1}$$

- ❑ La Ec. (4) señala que el **nivel neutrónico de un instante** puede ser determinado en **función** del **nivel neutrónico existente en cualquier otro momento** y de los k_{ef} de **ambos instantes**.
- ❑ El **nivel neutrónico de un reactor apagado** se controla habitualmente mediante instrumentos que miden la **fuga de neutrones del reactor**.

Efecto de los cambios de reactividad en la multiplicación subcrítica



- Debido a que la **tasa de recuento del instrumento** es **proporcional al nivel de neutrones en el reactor**, la ecuación (4) se puede reformular:

$$(5) \quad \frac{CR_1}{CR_2} = \frac{1 - k_2}{1 - k_1}$$

CR₁- Count Rate en el instante 1

CR₂- Count Rate en el instante 2

k₁- k_{ef} en el instante 1

k₂- k_{ef} en el instante 2

- La Ec. (5) es muy útil durante la operación de arranque del reactor:
- Antes de añadir reactividad positiva al reactor**, es posible **predecir el efecto de esa adición sobre el nivel de neutrones**.

Efecto de los cambios de reactividad en la multiplicación subcrítica



Ejercicio 3

Un reactor que posee una reactividad de -1000 pcm tiene una tasa de recuento de 42 cuentas/seg leída por la instrumentación de lectura del nivel neutrónico. Calcular que nivel neutrónico debe tener después de una inserción de reactividad positiva de 500 pcm mediante la retirada de barras de control.

- Debido a que $M=f(k_{ef})$ es posible **controlar la aproximación a criticidad del reactor mediante el uso del mencionado factor.**

$$(1) M = \frac{1}{1 - k_{ef}}$$

- **Análisis de la Ec. (1):**

- **A medida que se añade reactividad positiva a un reactor subcrítico, k_{ef} más se acerca a uno y mayor será M.**
- **Cuanto más cerca está el reactor de criticidad, a igual valor en las inserciones de reactividad positiva mas rápidamente aumenta M.**
- **Cuando el reactor alcanza criticidad, M se vuelve infinitamente grande.**

- Por esta razón, **el seguimiento y trazado de M durante la aproximación a criticidad es poco práctico ya que no hay un valor de este factor para el que el reactor se vuelve claramente crítico.**

- Por ello, se traza **1/M vs. Inserción de barra**

$$(6) \frac{1}{M} = 1 - k_{ef}$$

- El trazado de un gráfico real de 1/M requiere de **conocer la intensidad de neutrones fuente**. **Generalmente, ésta se desconoce** y, por ello, se sustituye por la tasa de recuento.

$$(7) \frac{1}{M} = \frac{CR_o}{CR}$$

1/M- Inverso del factor de multiplicación

CR_o- Tasa de recuento de referencia

CR- Tasa de recuento actual

- En la práctica, la **tasa de recuento de referencia (CR_o)** que se utiliza es la **inmediatamente anterior al inicio del cambio de reactividad**.
- Los **procedimientos de arranque** de muchos reactores incluyen instrucciones para insertar reactividad positiva en pasos incrementales con **retrasos entre las inserciones para dar tiempo a que la multiplicación subcrítica** dé lugar a una nueva, y mayor, población estable de neutrones y **permitir un trazado más preciso de 1/M**.
- Típicamente, la **población neutrónica** alcanzará su **nuevo valor estable en 1-2 minutos**. No obstante, **cuanto más cerca esté el reactor de criticidad, mayor será el tiempo para estabilizar dicha población**.

Ejercicio 4

Dada la siguiente tabla, construir la [gráfica 1/M](#) y calcular la posición de barra para criticidad. La tasa de recuento inicial dada por la instrumentación nuclear en el momento previo a la retirada de barras es 50 cps.

Retirada de barras	Tasa de recuento	1/M	CR ₀
Pulgadas	cps	CR ₀ /CR	50
0	50		
2	55		
4	67		
6	86		
8	120		
10	192		
12	500		

□ Libros:

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy*
- *Diccionario Inglés-Español sobre energía nuclear. Agustín Tanarro Sanz, Agustín Tanarro Onrubia. Foro Nuclear*

2.2. Cinética del reactor

-
- Periodo del reactor
 - Fracción efectiva de neutrones retardados
 - Constante de desintegración efectiva de precursores de neutrones retardados
 - Criticidad pronta
 - Ecuación de periodo estable
 - Velocidad de arranque del reactor
 - Periodo de duplicación

Periodo del reactor

□ **Periodo del reactor (τ): Tiempo necesario para que la potencia del reactor cambie en un factor de e (2,7183).**

- se expresa habitualmente en segundos.

□ **Relación potencia/periodo del reactor:**

$$(1) \quad P = P_0 \times e^{t/\tau}$$

P- Potencia transitoria del reactor

P_0 - Potencia inicial del reactor

τ - Periodo del reactor

t – Tiempo del transitorio

□ **Cuanto menor sea τ , más rápido se producirá el cambio de potencia del reactor.**

□ $\tau > 0 \rightarrow \uparrow P$.

□ $\tau < 0 \rightarrow \downarrow P$.

□ **Periodo del reactor (τ)^{2 y 3}:**

$$(2) \quad \tau = \frac{\ell^*}{\rho} + \frac{\bar{\beta}_{ef} - \rho}{\lambda_{ef}\rho - \dot{\rho}}$$

ℓ^* - Tiempo de vida de los neutrones instantáneos

$\bar{\beta}_{ef}$ - Fracción efectiva de neutrones retardados

ρ – Reactividad; $\dot{\rho}$ - Variación de la reactividad

λ_{ef} - Constante de desintegración efectiva de precursores de neutrones retardados

Fracción efectiva de neutrones retardados



- **Fracción de neutrones retardados (β): Fracción de todos los neutrones de fisión que nacen como neutrones retardados.**
 - El valor de β depende del combustible nuclear utilizado.

- Para un combustible determinado, los precursores de neutrones retardados se agrupan en función de su vida media.

- **Fracción promedio de neutrones retardados ($\bar{\beta}$): el promedio ponderado de las fracciones totales de neutrones retardados de cada tipo de combustible.**

- Cada fracción total de neutrones diferidos se pondera con el porcentaje sobre los neutrones totales con el que el combustible contribuye a la fisión.

Group	Half-Life (sec)	Uranium-235	Uranium-238	Plutonium-239
1	55.6	0.00021	0.0002	0.00021
2	22.7	0.00141	0.0022	0.00182
3	6.22	0.00127	0.0025	0.00129
4	2.30	0.00255	0.0061	0.00199
5	0.61	0.00074	0.0035	0.00052
6	0.23	0.00027	0.0012	0.00027
TOTAL	-	0.00650	0.0157	0.00200

Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy

- **Los neutrones retardados no tienen las mismas propiedades que los neutrones instantáneos** como resultado de su mucha menor energía ($E_{\text{prom,ret}} \approx 0,5 \text{MeV} \ll E_{\text{prom,inst}} \approx 2 \text{MeV}$). Por ello, **se comportan de manera diferente en el ciclo de vida.**

Fracción efectiva de neutrones retardados



- Los **neutrones retardados** tienen **menor factor de fisión rápida** ($\epsilon_{ret} < \epsilon_{inst}$) y **mayor probabilidad de permanencia rápida** ($P_{r,ret} > P_{r,inst}$).
- El **factor de importancia (I)** considera los dos factores anteriores.
 - **Relaciona la fracción promedio de neutrones retardados ($\bar{\beta}$)** con la **fracción efectiva de neutrones retardados ($\bar{\beta}_{ef}$)**.

$$(3) \quad \bar{\beta}_{ef} = \bar{\beta} \times I$$

$\bar{\beta}_{ef}$ - Fracción efectiva de neutrones retardados

$\bar{\beta}$ - Fracción promedio de neutrones retardados

I - Factor de importancia

- **Fracción efectiva de neutrones retardados ($\bar{\beta}_{ef}$): fracción de neutrones con energías térmicas que nacieron retardados.** Es el producto de la fracción promedio de neutrones retardados ($\bar{\beta}$) por el factor de importancia (I)
- En un pequeño reactor con combustible altamente enriquecido, el incremento de P_r será superior a la disminución en ϵ , e I será mayor que uno. En un reactor grande con un combustible con enriquecimiento bajo, la disminución de ϵ dominará el aumento de la P_r e I será menor que uno (alrededor de 0,97 para un PWR comercial).

Constante de desintegración efectiva de precursores de neutrones retardados



- La **velocidad de desintegración** de un precursor de neutrones retardados puede ser expresado como el **producto de** la **concentración del precursor** y la **constante de desintegración (λ) de ese precursor**.
- **Constante de desintegración (λ) de un precursor: fracción de un número inicial de átomos precursores que se desintegran por unidad de tiempo.**

 - E.g.: $\lambda=0,1s^{-1}$ significa que una décima parte de una muestra de átomos precursores se desintegran por segundo.
- λ_{ef} **varía con el equilibrio existente entre las concentraciones de los grupos precursores y el/los nucleido/s utilizado/s como combustible.**

 - **Reactor operando a potencia constante: todos los grupos precursores alcanzan un valor de equilibrio.**
 - Durante un **aumento de potencia**: en un momento dado, los precursores de vida media más corta que se desintegran han nacido con un nivel de potencia mayor que los precursores de vida media más larga que también se desintegran en dicho momento. Por lo tanto, **en ese instante, hay una mayor proporción de precursores de vida media más corta desintegrándose que los que había a potencia constante.** Por ello, **El valor λ_{ef} está más cerca a las λ de los precursores de vida más corta.**

Constante de desintegración efectiva de precursores de neutrones retardados



- Durante una **disminución de potencia**: en un momento dado, los precursores de vida media más larga que se desintegran han nacido con un nivel de potencia mayor (o nivel de flujo) que los precursores de vida media más corta desintegrados en ese instante. Por lo tanto, **en ese instante, se desintegran una mayor proporción de precursores de vida media más larga**. El valor λ_{ef} está más cerca a las λ de los precursores de vida más larga.
- Valores aproximados de λ_{ef} :
 - **Potencia constante: $0,08 \text{ seg}^{-1}$**
 - **Aumento de potencia: $0,1 \text{ seg}^{-1}$**
 - **Disminución de potencia: $0,05 \text{ seg}^{-1}$**
- Los **valores exactos** de λ_{ef} depende del **combustible utilizado** y del **valor de la reactividad del núcleo del reactor**.

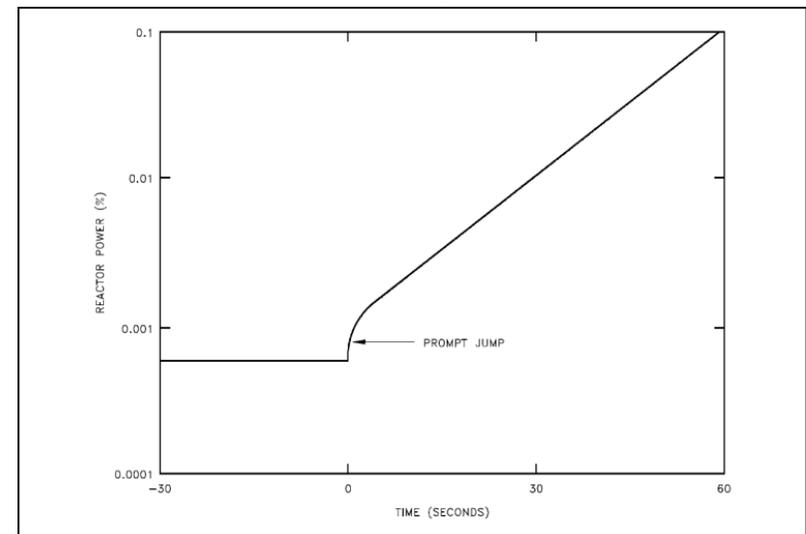
Constante de desintegración efectiva de precursores de neutrones retardados

$$(2) \tau = \frac{\ell^*}{\rho} + \frac{\bar{\beta}_{ef} - \rho}{\lambda_{ef}\rho - \dot{\rho}}$$

❑ Si la reactividad positiva añadida es menor que el valor de $\bar{\beta}_{ef}$, la emisión de neutrones instantáneos no es suficiente por si sola para compensar las pérdidas por absorción sin fisión y las fugas. Por lo tanto, **si no se produjesen neutrones retardados**, la población de neutrones disminuiría mientras la reactividad del núcleo tuviese un valor menor que $\bar{\beta}_{ef}$.

- ❑ Tras la inserción de reactividad positiva se produce de manera inmediata un **pequeño aumento de potencia (salto instantáneo)** (Ver Figura).
- ❑ Tras el salto instantáneo, **la pendiente de cambio de la potencia no puede ser superior a lo que permite el tiempo de retardo incorporado por la vida media de los precursores**. Por lo tanto, **el aumento de potencia es controlable**, y el reactor puede ser operado de manera segura.

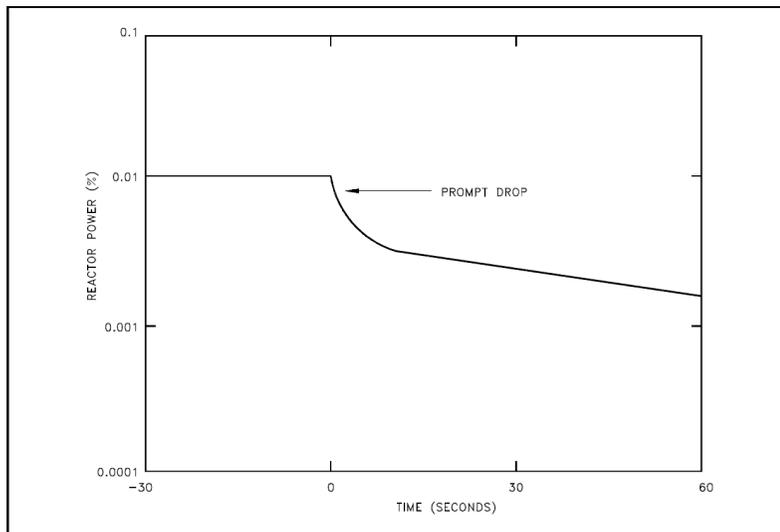
Respuesta de la potencia del reactor a la adición de reactividad positiva



Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy

Constante de desintegración efectiva de precursores de neutrones retardados

$$(2) \tau = \frac{\ell^*}{\rho} + \frac{\bar{\beta}_{ef} - \rho}{\lambda_{ef}\rho - \dot{\rho}}$$



Respuesta de la potencia del reactor a la adición de reactividad negativa

Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2. U.S. Department of Energy

- ❑ Si se añade reactividad negativa al núcleo, se produce una caída instantánea de la potencia del reactor (caída instantánea) (Ver Figura).
- ❑ Tras la caída instantánea, la pendiente de cambio de potencia disminuye y se acerca a la velocidad determinada por el término retardado de la ecuación (2).

- Si, en la ecuación (2), la **reactividad positiva añadida** es **igual** a la **fracción efectiva de neutrones retardados**.

$$\bar{\beta}_{ef} = \rho \rightarrow (4) \tau = \frac{\ell^*}{\rho}$$

- **Estado crítico instantáneo**: condición en la que **el reactor está en estado crítico con neutrones instantáneos**, y el **aumento de la población neutrónica es tan rápido como lo permite la vida útil de los neutrones instantáneos**.
- El **periodo del reactor** (τ) **varia de manera regular entre reactividades por encima y debajo de esta referencia**.
 - Es una condición que **permite establecer la transición desde la escala de tiempo de neutrones retardados a instantáneos**.
- Debido a que esta condición es tan importante, se ha definido una **unidad específica de la reactividad**: **\$**, donde $\bar{\beta}_{ef} = 1 \$$. **Unidad relacionada**: **centavo**, que es una centésima parte de un dólar.
- Si $\rho_{núcleo} = 1 \$$ \rightarrow el **reactor** está **en estado crítico instantáneo**. Debido a que la $\bar{\beta}_{ef}$ **depende de los nucleidos utilizados como combustible**, **el valor del \$ también depende de estos**.

Ecuación de periodo estable

- En **condiciones normales de funcionamiento del reactor** **no se permite que el valor positivo de la reactividad se acerque a $\bar{\beta}_{ef}$** y el **periodo del reactor** será:

$$(5) \tau = \frac{\bar{\beta}_{ef} - \rho}{\lambda_{ef}\rho - \dot{\rho}} \quad - \text{Ecuación del periodo transitorio}$$

- Esta ecuación **incorpora el término $\dot{\rho}$** que considera la **variación de la reactividad en el núcleo**.
 - El **término periodo instantáneo** es normalmente **despreciable** frente al retardado y a menudo **no se incluye**.
- Cuando la **reactividad en el núcleo es constante** $\rightarrow \dot{\rho} = 0$ y **el periodo del reactor (τ) no cambia:**

$$(6) \tau = \frac{\bar{\beta}_{ef} - \rho}{\lambda_{ef}\rho} \quad - \text{Ecuación de periodo estable}$$

Velocidad de arranque del reactor

- La **velocidad de arranque del reactor** (SUR, *StartUp Rate* en inglés) se define como el **número de factores de 10 que la potencia cambia en un minuto**. Las unidades de SUR son potencias de 10, o décadas por minuto, (DPM, *Decade Per Minute* en inglés))

$$(7) \quad P = P_o \times 10^{(SUR \times t)}$$

P- Potencia transitoria del reactor

P_o- Potencia inicial del reactor

SUR- Velocidad de arranque del reactor

t – Tiempo del transitorio (minutos)

- **Relación entre el periodo del reactor (τ) y la velocidad de arranque del reactor (SUR): (1)=(7)**

$$P = P_o \times e^{t/\tau} = P_o \times 10^{(SUR \times t)} \quad \Rightarrow \quad \frac{P}{P_o} = e^{t/\tau} = 10^{(SUR \times t)} \quad \Rightarrow \quad e^{t(seg)/\tau} = (e^{2,303})^{(SUR \times t(min))}$$

P- Potencia transitoria del reactor

P_o- Potencia inicial del reactor

τ - Periodo del reactor

SUR- Velocidad de arranque del reactor

t – Tiempo del transitorio

$$\frac{t(seg)}{\tau} = 2,303 \times SUR \times t(min)$$

$$\frac{60}{\tau} = 2,303 \times SUR \quad \Rightarrow \quad (8) \quad SUR = \frac{26,06}{\tau}$$

- ❑ **Periodo de duplicación (DT, *Doubling Time* en inglés) o de reducción a la mitad: tiempo necesario para doblar o reducir a la mitad la potencia inicial del reactor.**
- ❑ **Si el periodo estable del reactor (τ) es conocido:**

$$(9) \quad DT = \tau \times \ln 2$$

DT- Periodo de duplicación

τ - Periodo estable del reactor

- ❑ **Si el periodo de duplicación (DT) es conocido:**

$$(10) \quad P = P_o \times 2^{t/DT}$$

P- Potencia transitoria del reactor

P_o - Potencia inicial del reactor

DT- Periodo de duplicación

t – Tiempo del transitorio (minutos)

Ejercicio 1

Un reactor tiene una constante de desintegración efectiva de precursores de neutrones retardados de $\lambda_{ef} = 0,1 \text{ s}^{-1}$ y una fracción efectiva de neutrones retardados de $\bar{\beta}_{ef} = 0,007$. Si el factor de multiplicación efectivo es $k_{ef} = 1,0025$ ¿Cuál es el periodo estable del reactor (τ) y la velocidad de arranque del reactor² (SUR)?

Ejercicio 2

Se añade una reactividad negativa de 130pcm al reactor que está en estado crítico con una potencia de 100 W. La constante de desintegración efectiva de precursores de neutrones retardados de $\lambda_{ef} = 0,05s^{-1}$ y la fracción efectiva de neutrones retardados de $\bar{\beta}_{ef} = 0,0068$. Calcular el periodo estable del reactor (τ), la velocidad de arranque del reactor (SUR) y la potencia dos minutos después de la inserción de la reactividad.

Ejercicio 3

Un reactor tiene una potencia inicial de 1000 W y un periodo de duplicación de $DT= 2$ minutos. ¿Cuál es la potencia del reactor al cabo de 10 minutos?

□ Libros:

- *Nuclear physics and reactor theory. DOE fundamentals handbook. Vol. 2.* U.S. Department of Energy
- *Diccionario Inglés-Español sobre energía nuclear.* Agustín Tanarro Sanz, Agustín Tanarro Onrubia. Foro Nuclear