

LOS REACTORES DE POTENCIA ESTADO ACTUAL Y TENDENCIAS PREVISIBLES

Por FEDERICO GODED ECHEVERRIA,
Ingeniero de Caminos.

Continúa con esta segunda parte el interesante trabajo iniciado en nuestro número anterior y que concluirá en un próximo artículo.

II

Grado de quemado y factor de regeneración.

De los dos isótopos que contiene el UN, el 99.3 % es U-238, pero, sin embargo, en los reactores lentos o termales, menos de un 3 % del número total de fisiones se producen en él ($\epsilon \leq 1.03$). El material fisionable en estos reactores es, pues, prácticamente sólo el U-235. El número de fisiones que tienen lugar por segundo en un volumen dado, determina la potencia calorífica del reactor, también por unidad de volumen.

Este número de fisiones y esta potencia unitaria del combustible son proporcionales al flujo Φ , como después veremos. La equivalencia entre el número de fisiones y la potencia está determinada por la siguiente relación fundamental:

$$3.1 \times 10^{10} \frac{\text{fisiones}}{\text{segundo}} = 1 \text{ W.} \quad [1]$$

o bien multiplicando por 10^6 y dividiendo ambos miembros por 1 Kg.:

$$3.1 \times 10^{16} \frac{\text{fisiones}}{\text{seg} \times \text{Kg.}} = 1 \frac{\text{MW}}{\text{Kg.}} \quad [2]$$

Es decir, que para tener una potencia de 1 MW. por cada kilogramo de combustible, es preciso que en el volumen ocupado por 1 Kg. de combustible tengan lugar 3.1×10^{16} fisiones por segundo. El combustible que nos interesa ahora es UN, pero a efectos de aclarar el concepto comenzaremos suponiendo que la potencia unitaria del combustible [2] se refiere a un combustible de U-235 puro.

Vamos a ver, pues, cuántos átomos hay en un kilogramo de U-235 y cuánto tiempo tardarían en destruirse todos estos átomos por fisión, si éstas tienen lugar al ritmo señalado en [2]. De acuerdo con la ley de Avogadro, si A es el número de masa de un elemento, en A gramos existen 6.02×10^{23} átomos. En nuestro caso, en 235 gramos existirá el número anterior de átomos, o sean:

$$\frac{6.02 \times 10^{23}}{235} \frac{\text{átomos}}{\text{gramo}} = \frac{6.02 \times 10^{26}}{235} \frac{\text{átomos}}{\text{Kg.}} \quad [3]$$

Dividiendo [3] por [2] tendremos el tiempo en que serían destruidos por fisión todos los átomos de U-235 contenidos en un kilogramo de este material fisionable, admitiendo un factor de carga de 100:

$$t = \frac{6.02 \times 10^{26}}{235 \times 3.1 \times 10^{16}} = 8.2 \times 10^7 \text{ seg} \approx \text{dos años y medio.} [4]$$

Hemos admitido implícitamente en el cálculo anterior que las fisiones continuaban siempre al ritmo señalado en [2] al ir siendo destruidos los átomos de U-235, lo cual no es posible, por varias razones, siendo de entre ellas las más importantes la acumulación de los productos de fisión, que "frenan" la reacción en cadena y la disminución de la densidad de átomos de U-235, ya que a partir de un cierto valor mínimo de esta densidad, deja de realizarse la reacción.

Cuando se trata de UN no pueden obtenerse potencias unitarias tan elevadas como la [1], ya que existen sólo 7.14 Kg. de U-235 en cada tonelada de UN. Una potencia unitaria del orden de magnitud usual con este tipo de combustible es $1 \frac{\text{MW}}{\text{Ton.}}$, lo que representa, referida al U-235, una potencia unitaria de 1 MW. por cada 7.14 Kg., o sean 0.14 MW. por cada kilogramo de U-235.

El grado de quemado del combustible suele expresarse, o bien en tantos por ciento o bien en MWD/Ton. En el primer caso, suelen usarse dos métodos: en el primero se expresa el porcentaje de átomos de U-235 destruidos, referido al número de ellos presentes en el momento inicial, y en el segundo método se calcula el porcentaje de átomos de los dos isótopos de U destruidos con respecto al número total de los mismos presentes en el instante inicial. El grado de quemado, expresado en MWD/Ton. se obtiene multiplicando la potencia unitaria por el tiempo expresado en días de permanencia del combustible en el reactor.

Estas tres unidades de medida del grado de quemado no son proporcionales más que en el caso en que se trate de material fisionable puro, y no exista, por consiguiente, la creación de nuevo material fisionable, que luego explicaremos. En esta hipótesis, el flujo o su equivalente la PU del combustible, puede mantenerse constante a pesar de la paulatina destrucción del combustible, porque conforme va bajan-

do la densidad de átomos de U-235 no destruidos presentes, se van retirando las barras de control que absorben el exceso de neutrones producidos, y como consecuencia de ello el porcentaje de átomos destruidos es proporcional al tiempo y al número de MWD/toneladas.

Así, por ejemplo, en el caso de la fig. 3.^a, que después se estudia, en que no se trata de material fisionable puro, el grado de quemado correspondiente a 3 000 MWD/Ton. expresado en porcentaje de átomos de U-235 presentes, es, como se deduce aproximadamente de la mencionada figura, $\frac{7,1 - 4,4}{7,1} \times$

$\times 100 = 38 \%$. Y el grado de quemado, expresado de la misma manera, correspondiente a 1 500 MWD/Ton., no es la mitad del anteriormente calculado, por no ser lineal cuando se toman abscisas en MWD/Ton., la ley de disminución del U-235, pues para 1 500 MWD/Ton. es $\frac{7,1 - 5,6}{7,1} \times 100 = 28 \%$.

Para utilizar el segundo método es preciso determinar el número de átomos de U de los dos isótopos destruidos. Para 3 000 MWD/Ton., en el mismo caso de la fig. 3.^a, se ve que han sido consumidos 2,7 kilogramos de U-235, y como han sido formados 2,0 kilogramos de Pu de los isótopos del Pu, habrán sido consumidos otros dos kilogramos de U-238. Habrán sido destruidos en los dos procesos, fisión y producción de Pu, 4,7 Kg. de uranio, y como en el instante inicial había una tonelada, el porcentaje de átomos de U destruidos es sólo de 0,47 %.

Para terminar con estas brevísimas nociones, indicaremos la relación existente entre el flujo y la potencia unitaria. El número de reacciones nucleares, de cualquier tipo que sean, que tienen lugar en un volumen dado por segundo, se obtiene multiplicando el flujo por una constante Σ , llamada sección recta macroscópica del material que se trate, relativa a la reacción nuclear dada.

Esta constante es una propiedad específica del material y es distinta para cada reacción nuclear, es decir, cada material tiene una sección determinada para fisión, otra para captura radiactiva, otra para "scattering", etc. Así, por ejemplo, si la reacción nuclear que interesa es la fisión, el número de fisiones por segundo y por cm^3 será:

$$\frac{\text{número de fisiones}}{\text{seg} \times \text{cm}^3} = \Phi \Sigma_f, \quad [5]$$

siendo (*):

$$\Phi = n \left(\frac{\text{número de neutrones}}{\text{cm}^3} \right) v \left(\frac{\text{cm.}}{\text{seg.}} \right) = n \cdot v (\text{cm.}^{-2} \text{ seg.}^{-1}), \quad [6]$$

(*) Ver el significado de Φ en "Centrales nucleares de producción de energía eléctrica". REVISTA DE OBRAS PÚBLICAS, febrero 1956.

y Σ_1 la sección recta macroscópica de fisión. Esta sección recta macroscópica se obtiene multiplicando la sección recta microscópica σ expresada en barns (*), que se refiere a un solo átomo, por el número de átomos existentes en la unidad de volumen o en la de masa. Por ello suelen considerarse en el cálculo dos clases de secciones macroscópicas, Σ_1 y Σ_2 , siendo:

$$\Sigma_1 = N_1 \sigma (\text{cm.}^{-1}); \quad [7]$$

$$\Sigma_2 = N_2 \sigma (\text{cm.}^2 \text{ gr.}^{-1})$$

siendo N_1 el número de átomos por cm^3 y N_2 el número de átomos por gramo. En el U-235, como $\sigma_f = 590$ barns (**), resulta, teniendo en cuenta [3]:

$$\Sigma_f = 590 \times 10^{-24} \text{ cm.}^2 \times \frac{6,02 \times 10^{26}}{235} \frac{\text{átomos}}{\text{gramo}} = 1,51 \text{ cm.}^2 \text{ gr.}^{-1}. \quad [8]$$

Obteniéndose Σ_1 de una manera similar en función de la densidad del U-235.

Reemplazando Σ_2 en [5] tendremos el número de fisiones por gramo, y por consiguiente, el número de fisiones por kilogramo será $10^3 \Sigma_2 \Phi$. Teniendo en cuenta [2] el flujo necesario para lograr una potencia unitaria de 1 MW/Kg., será, en el caso en que el material fisionable presente sea el U-235 puro:

$$\begin{cases} 10^3 \Sigma_2 \Phi = 3,1 \times 10^6; \\ \Phi = 2,05 \times 10^{13} (\text{cm.}^{-2} \text{ seg.}^{-1}). \end{cases} \quad [9]$$

En el caso del UN vimos que 1 MW/Ton. equivalía a 0,14 MW. por cada Kg. de U-235, y como para obtener 1 MW/Kg. era preciso que se produjeran fisiones a un ritmo de $3,1 \times 10^{10}$ por segundo, es evidente que para tener 0,14 MW/Kg. necesitaremos $0,14 \times 3,1 \times 10^{10} = 3,34 \times 10^9$ fisiones/seg. El flujo necesario para ello se obtendrá como anteriormente, suponiendo que se trate de UN recién introducido en el reactor y que el único material fisionable presente, por consiguiente, es el U-235:

$$\begin{aligned} 10^3 \Sigma_2 \Phi &= 3,34 \times 10^9 \\ \Phi &= 2,88 \times 10^{13} \text{ cm.}^{-2} \text{ seg.}^{-1}. \end{aligned} \quad [10]$$

Hemos visto que la potencia unitaria del combustible (*fuel rating*) es proporcional al flujo; y que el grado de quemado, a su vez, es proporcional al producto de la referida potencia unitaria por el número de días que el combustible permanece en el reactor funcionando éste con flujo constante, o lo que es lo mismo, con potencia unitaria del combustible cons-

(*) 1 barn = 10^{-28} cm.^2 .

(**) Las secciones rectas macroscópicas Σ_2 del U-235 para neutrones lentos, son:

$$\Sigma_f = 1,51 \quad \Sigma_a = 0,27 \quad \Sigma_s = 0,02 \quad \Sigma_{\text{total}} = 1,8.$$

tante. Conviene señalar que en la realidad al ser variable el factor de carga, el flujo no es constante, sino función del tiempo, y que el grado de quemado, expresado en MWD/Tn., estará, por consiguiente, determinado en el caso general por la expresión:

$$\begin{aligned} \text{grado de quemado} &= \\ &= \int_0^T (\text{potencia unitaria del combustible}) dt = \\ &= C \int_0^T \Phi \Sigma_i dt; \quad [11] \\ C &= \text{constante;} \end{aligned}$$

$i = 1, \dots, n$ cuando hay n elementos fisionables distintos.

Conviene señalar que cuando la potencia unitaria del combustible es constante a lo largo del tiempo, es decir, cuando $\Phi \Sigma$ no varía, el grado de quemado resulta proporcional al tiempo de permanencia en el reactor, y por esta razón a veces se le denomina también tiempo de irradiación, lo que sólo es correcto en la hipótesis antedicha.

Antes de comenzar con el concepto de factor de regeneración del combustible conviene destacar que al funcionar el reactor no sólo se destruyen átomos de U-235 por fisión, sino en virtud de un proceso denominado captura radiactiva. De cada 100 neutrones absorbidos por el U-235, 84 producen fisiones, y los 16 restantes son destruidos en el proceso de captura radiactiva. Por esta razón, el período de tiempo necesario para consumir la totalidad de los átomos de 1 Kg. de U-235, calculado antes [4], sería en realidad más corto.

Por este motivo y los antes expuestos de acumulación de productos de fisión y de la necesidad de la presencia de un número suficiente de átomos de U-235 por unidad de volumen, existe un límite superior del grado de quemado.

Otra razón se suma a las anteriores, para fijar un límite superior, y es ésta los efectos que las radiaciones ocasionan no sólo en el combustible, sino en la vaina protectora del mismo, el moderador y materiales estructurales, pues las radiaciones, como es sabido, alteran esencialmente las características mecánicas y físicas, y a veces químicas, de los elementos. De estas alteraciones las que producen cambios de volumen o de forma o roturas de las vainas son las más peligrosas. Esta razón, cuando se trata de combustibles enriquecidos, puede ser determinante y fijar ella sola el repetido límite superior, pues en este caso las antes expuestas permitirían un grado de quemado más elevado.

Este límite superior viene definido, en el caso general, sin tener en cuenta los daños debidos a las

radiaciones que acabamos de mencionar por la fórmula (*):

$$B_{u-\max} = 0,94 \varepsilon' \frac{\sigma_f}{\sigma_a} \times \frac{1}{1-\gamma}, \quad [12]$$

en la que:

ε' = factor de fisión rápida = $\frac{\text{número total de fisiones}}{\text{número de fisiones termal}} \times$

σ_f = sección recta de fisión del material fisionable.

σ_a = sección recta de absorción del material fisionable.

γ = factor de regeneración del combustible.

Hasta ahora no habíamos mencionado para nada la creación de Pu y su beneficioso efecto en lo que se refiere al aumento posible del grado de quemado. Supongamos un combustible de uranio con enriquecimiento E , es decir, uranio en el cual la proporción de U-235 es superior a la que existe en el UN (0.7 %), encontrándose esta proporción multiplicada por el factor E . Así, pues, si el enriquecimiento es el 3 %, el porcentaje de átomos de U-235 sería $3 \times 0,714 = 2,142$ %, es decir, existirán 21,4 kilogramos de material fisionable por tonelada de combustible.

El único material fisionable de este combustible en el instante inicial, es decir, al introducirlo en el reactor, es el U-235. Pero al ser sometido al intenso flujo de neutrones que existe en el reactor, los átomos de U-238 absorben también neutrones, y por un proceso radiactivo de tres etapas sucesivas se transforman en Pu-239, el cual es, a su vez, material fisionable. Por esta razón se denomina material fértil al U-238, el cual, de manera indirecta, como acabamos de ver, contribuye a su vez al proceso de liberación de energía, ya que parte de los nuevos átomos de Pu-239 son a su vez fisionados, aunque a pesar de ello la cantidad total de Pu presente crece rápidamente al principio, hasta llegar teóricamente a un estado de equilibrio radiactivo en el cual se crearían tantos átomos como se destruyeran (**).

Un combustible enriquecido permitirá un grado de quemado más elevado por disponer de un número inicial mayor de átomos fisionables, y aunque, en cambio, posee menor cantidad de material fértil, y ello se traduce en una menor reserva potencial, el resultado total es un mayor grado de quemado posible.

Se denomina factor de regeneración del combustible o factor de conversión al número de átomos de Pu-239 creados por cada átomo de U-235 destruido. El factor de conversión disminuye, como veremos después a lo largo del tiempo, y puede ser superior

(*) "The heavy water reactor for power", by W. B. Lewis, Atomic Energy of Canada Limited, Chalk River, Ontario, DL, 25 may 1956.

(**) La ecuación diferencial que rige este proceso puede verse en "Introduction to Nuclear Engineering", R. L. Murray.

a la unidad en ciertos reactores denominados de *recria* (*breeder*), porque producen más material fisionable del que consumen. Estos reactores, pues, podrían funcionar teóricamente hasta consumir enteramente todo el material fértil presente, aunque señalaremos que lo que suele suceder es lo contrario precisamente, es decir, que con una sola carga de combustible no se llega en estos reactores a grados de quemado elevados, como es conveniente en los reactores de potencia, para no quemar excesivamente el nuevo material fisionable producido y trabajar siempre con factores de regeneración elevados y sin una cantidad grande de productos de fisión e isótopos no deseables presentes, cantidades que, como veremos después, alcanzan valores prohibitivos con el tiempo al aumentar el repetido grado de quemado.

Cuanto acabamos de decir respecto al U-238 y al Pu-239, se aplica también al material fértil TH-232 que produce el material fisionable U-233. Aquí nos interesa solamente el ciclo del U-238 y el Pu-239.

El valor inicial del factor de conversión es fácil de calcular (*) y viene dado por la expresión siguiente (*):

$$\gamma = \frac{\sigma_{238}}{r \Sigma_{235}} + \epsilon \gamma_{235} (1 - p) e^{-B^2 \tau}, \quad [13]$$

siendo aquí:

η_{235} = número de neutrones producidos por cada neutrón absorbido en el U-235.

ϵ = factor de fisión rápida.

σ_{235} = sección recta de absorción del U-235 para neutrones térmicos.

σ_{238} = sección recta de absorción del U-238 para neutrones térmicos.

r = cociente del número de átomos de U-235 y U-238 presentes a 1 cm.³ del combustible.

p = probabilidad de escapar de las resonancias

b = Buckling del reactor.

τ = edad de Fermi de los neutrones de resonancia.

Se ve, pues, que manteniendo el flujo constante, la potencia y el número de fisiones por segundo y por unidad de volumen disminuirían sin la presencia de un material fértil al ir disminuyendo el número de átomos fisionables presentes. En efecto, el número de fisiones por segundo es $\Phi N \sigma$, y como σ es una constante y N el número de átomos por unidad de volumen, va disminuyendo, lo hará paralelamente el número de fisiones y, por consiguiente, la potencia unitaria del combustible, que es, como vimos, proporcional a este número de fisiones.

Si existen dos materiales fisionables presentes, como sucede según acabamos de ver con el UN, al cabo de un cierto tiempo de permanencia en el re-

actor, el número de fisiones por segundo por unidad de volumen en un instante dado será:

$$\Phi [N_{235} \sigma_{f,5} + N_{239} \sigma_{f,9}], \quad [14]$$

llamando N_{235} y N_{239} el número de átomos presentes de U-235 y de Pu-239, respectivamente, por centímetro cúbico en el instante dado, y $\sigma_{f,5}$ y $\sigma_{f,9}$ las secciones rectas de fisión del U-235 y del Pu-239, que son independientes del flujo y del número de átomos presentes.

Al ir disminuyendo el valor de N_{235} , aumenta el de N_{239} y el número de fisiones por segundo y por cm.³ y, por consiguiente, la potencia unitaria del combustible en este caso puede disminuir mucho más lentamente. También la anterior exposición resalta la ventaja esencial que poseen los combustibles, que contienen material fértil, merced a cuya presencia aumenta el grado de quemado posible, cualquiera que sea el grado de enriquecimiento inicial del mismo, como refleja la fórmula [12], estando representada la contribución del nuevo material fisionable producido por el factor γ .

Cuando la cantidad de Pu presente es apreciable, el valor de γ desciende porque no solamente se absorben neutrones en las resonancias del U-238 sino en las del Pu. Como se ve en [13], γ disminuye en proporción inversa al enriquecimiento, es decir, al aumentar r , lo que supone una peor utilización del material fértil existente.

Centrales de grafito.

Parece conveniente insistir en el doble propósito de producción de Pu y de energía eléctrica como subproducto de las centrales inglesa y francesa de Calder Hall y Marcoule, que han comenzado a funcionar el presente año y que ya mencionamos. Sin embargo, las diferencias existentes entre una central de grafito plutonígena o eléctrica, son mínimas, y aunque más adelante y con más detenimiento volveremos sobre estas diferencias, señalaremos ahora que el concepto en ambos casos es el mismo, y que, por consiguiente, pueden considerarse las dos centrales antes mencionadas como productoras de energía eléctrica, en lo que se refiere a la experiencia que ha de obtenerse de su funcionamiento.

Un punto sumamente importante en este tipo de centrales es el de la carga y descarga del combustible. En efecto, como es sabido, el combustible se aloja en canales cilíndricos tallados en bloques de grafito, y el conjunto de estos bloques está encerrado en un recipiente metálico estanco, pues el calor generado por fisión se extrae del reactor, haciendo circular CO₂ a presión (a 7 Kg./cm.² en Calder Hall y 15 en Marcoule) por los canales de grafito antes mencionados, en que están situados los elementos del combustible, los cuales son de forma cilíndrica y están encerrados en unas vainas dotadas de aletas, con el

(*) "Principles of Nuclear Reaction Engineering". Samuel Glasstone. Nov. 1955.

doble fin de aumentar la superficie de contacto entre el combustible y el CO_2 con objeto de mejorar el rendimiento termodinámico del sistema y de crear una separación entre el combustible y el grafito para que pueda circular el gas de refrigeración (fig. 1.^a).

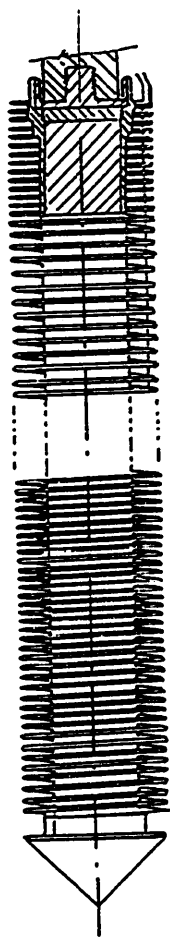


Figura 1.^a

Ahora bien, como el flujo no es constante en el reactor, sino que sigue una ley sinusoidal, siendo máximo en el centro, se deduce de lo que antes hemos expuestos que, al cabo de un cierto tiempo, los elementos situados en el centro tendrían un grado de quemado bastante más elevado que los situados en la periferia.

Se comprenderá mejor la dificultad de la carga y descarga de los elementos del combustible si se tiene en cuenta que, al ser retirados del reactor, éstos son altamente radiactivos y es preciso manejarlos y transportarlos en recipientes especiales y, o bien dotar a estos recipientes de la misma presión existente en el reactor, o bien parar el reactor y situar éste a la presión exterior.

Debido a estas dificultades, en Calder Hall se ha optado por el procedimiento de parar el reactor para realizar esta operación, pero se han previsto los dispositivos necesarios para realizarlo en marcha en las próximas centrales, e igual previsión se ha tomado en las dos en construcción de Marcoule.

Según los cálculos aproximados efectuados, y con un margen de error de 500 MWD/Tn., se prevé para las centrales de este tipo un grado de quemado posible de 2 500 a 3 000 MWD/Tn. (*).

El grado de quemado medio, es decir, del total de todos los elementos de combustible, debido a la ley de variación del flujo en el interior del reactor, es menor cuando no existen los dispositivos de carga y descarga antes mencionados, siendo la cifra anterior la de este valor medio.

En efecto, el no proveer al reactor de los repetidos dispositivos, implica el renunciar a obtener un grado de quemado medio elevado, ya que cuando los

elementos situados en el centro han alcanzado el número de MWD/Tn. máximo que admiten, es preciso parar el reactor y proceder a la descarga de todos los elementos, siendo retirados y enviados a la planta de tratamiento, elementos periféricos, incompletamente quemados.

El límite máximo por ahora admisible de 3 000 MWD/Tn. antes mencionado, está fijado simultáneamente por la acumulación de productos de fisión en el elemento de combustible que envenenan y frenan la reacción en cadena y por los efectos de las radiaciones en el elemento del combustible, y especialmente la tendencia del uranio a aumentar de volumen al ser irradiado a temperaturas cercanas al cambio de la fase α a la β , que tiene lugar a 660° centígrados (*).

El factor de regeneración de este tipo de reactores puede llegar a 0.8 (**), y debido a ello, la cantidad de Pu-239 producida al llegar el grado de quemado a 3 000 MWD/Tn. es apreciable, habiéndose, en cambio, consumido por fisión una cantidad ínfima de este elemento.

Al elevarse el grado de quemado por sucesiva absorción de neutrones y emisión de radiaciones, tal como se indica en el cuadro adjunto (fig. 2.^a), se forman isótopos de los elementos U, Np, Pu, Am y Cm, cuando en el combustible existe, como sucede en nuestro caso U-235. Los elementos Am y Cm aparecen en cantidades apreciables cuando se llega a grados de quemado muy elevados. En nuestro caso no tienen importancia, y los isótopos que juegan el papel fundamental en el proceso de fisión son únicamente el U-235 y el Pu-239.

Como se ve en la figura 2.^a, el Pu-240 se obtiene del Pu-239 al absorber un neutrón este último.

La cantidad de Pu-240 formada es inapreciable para grados de quemado inferiores a 1 000 MWD/Tn. (figura 3.^a) (***), pero crece después apreciablemente. El Pu-240 no es fisionable y se convierte en Pu-241, que sí lo es, a un ritmo apreciable debido a la alta sección recta de absorción de 1 200 barns, que posee el 240. El Pu-241 es un isótopo cuyo papel es más bien favorable, ya que es fisionable, como acabamos de decir, y aunque también absorbe neutrones for-

(*) "Development of gas-cooled reactors for power production". R. V. Moore. Nov. 1956. Symposium of Calder Hall.

(**) Con uranio natural pueden aceptarse los siguientes valores medios:

$$\begin{aligned} P &= 0,9 & B^2 &= 10^{-4} \text{ cm.}^{-2} \\ z &= 1,03 & \tau &= 300 \text{ cm.}^2 \\ \eta &= 2,1 \end{aligned}$$

con las cuales resulta $\gamma \approx 0,8$

(*) "Scientific problems in the development of nuclear power". Sir John Cockroft. Nuclear Power. September 1956, vol. I, number V.

(***) Ver artículo de Sir John Cockroft, antes citado.

mando el Pu-242, las posibilidades de la fisión o de producir el 242 son mucho mayores para el primer proceso, ya que las secciones rectas de fisión y de absorción de este elemento son 1 200 y 500 barns., res-

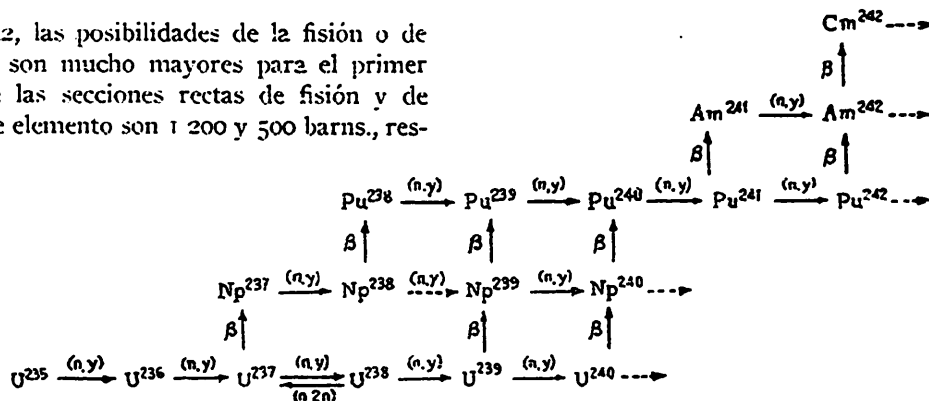


Fig. 2.^a — (Tomada del libro de Glasstone antes citado).

pectivamente. Como se ve en las curvas anteriores, al llegar a 3 000 MWD/Tn., existen cantidades apreciables de los tres isótopos del Pu, así como del U-235. Al ser retirados del reactor los elementos del combustible, es preciso llevar éstos a la planta de tratamiento para separar el Pu del U y de los productos de fisión. Se puede llegar a cifras del orden de 10 000 MWD/Tn. con uranio natural reciclando el Pu (*).

En esencia, el proceso de reciclado de Pu es el indicado esquemáticamente en la figura 4.^a (**). Es decir, los elementos del combustible, una vez quemados, son tratados químicamente para separar el Pu del U, y los productos de fisión y el Pu así obtenido, es introducido de nuevo en el reactor, juntamente con nuevo uranio natural (***).

(*) Artículo de Sir John Cockroft citado.

(**) "Fuel cycles and Types of Reactors". J. W. Dunworth. B/403. Geneve Conference.

(***) Este tema del reciclado será tratado con la debida extensión en el artículo siguiente sobre "Combustibles nucleares".

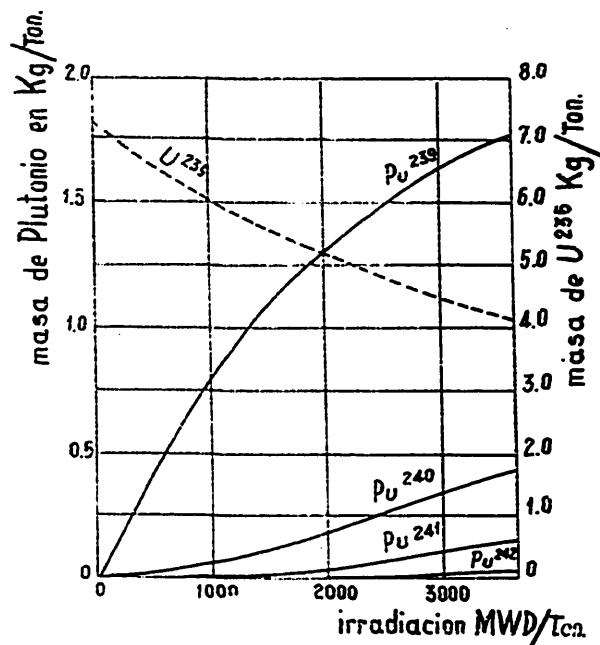


Fig. 3.^a — Composición isotópica de un elemento de combustible de UN. en un reactor del tipo Calder Hall.

(Continuará.)

ERRATAS OBSERVADAS EN EL ARTICULO DE DICIEMBRE

Tabla II, línea 17, dice: Refrigerado H_2O (Calder-Hall, G-2),
debe decir: Refrigerado CO_2 (Calder-Hall, G-2).

Tabla III, columna 3.^a, línea 4, dice: BER, NPD,
debe decir: BWR, NPD.