

17 FEB. 1965

306745

P. 28.019



MEMORIA DESCRIPTIVA

que se presenta para unir a la solicitud

de

P A T E N T E D E I N T R O D U C C I O N

formulada el 4 de diciembre de 1964, con el número 306.745

en

E S P A Ñ A

por DIEZ años

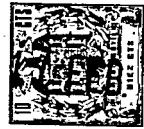
a nombre de NUCLEAR MATERIALS AND EQUIPMENT CORPORATION, entidad norteamericana establecida en 7th and Warren Avenues, Apollo, Pensilvania, Estados Unidos de América, por:

"UN REACTOR NUCLEAR"

Este invento se refiere a la técnica de la energía nuclear y guarda relación en particular con los reactores nucleares. Los reactores nucleares de acuerdo con las enseñanzas de la técnica anterior adolecen del grave defecto de que una parte relativamente grande de la reactividad disponible en el combustible es desperdiciada en mantener el reactor en funcionamiento en el margen de generación de potencia útil. La dificultad surge debido al hecho de que la reactividad disminuye normalmente durante el funcionamiento por la generación de productos de fisión que absorben los neutrones.

5

10



Con una reactividad inicial baja, el funcionamiento del reactor quedaría interrumpido en breve tiempo. Para disminuir el coste de la frecuente sustitución del combustible, la vida del conjunto de combustible debe ser larga y los reactores deben tener una elevada reactividad inicial. Para impedir una reacción en cadena incontrolada hasta llegar a la fase supercrítica, o para permitir el funcionamiento a una potencia desarrollada deseada constante, es necesario que el factor de multiplicación efectivo, designado usualmente por k_{eff} , que es una medida de la reactividad, sea regulado a 1. Este objeto se logra en parte proveyendo al reactor de varillas de control que están en ajuste de máxima absorción de neutrones al iniciarse el funcionamiento y son gradualmente retiradas a medida que prosigue el funcionamiento y disminuye la reactividad. Las varillas de control absorben una parte sustancial de los neutrones productores de reactividad y ello representa una pérdida sustancial en la potencia disponible por unidad de carga de combustible y un aumento consiguiente en el coste del combustible. Además, debido a las limitaciones de espacio, el volumen relativo de las varillas de control no puede hacerse lo bastante grande para reducir la reactividad lo suficiente, en particular durante el funcionamiento inicial cuando la reactividad no controlada sería elevada. Se añaden entonces venenos combustibles. Estos venenos absorben neutrones y se convierten en elementos que tienen menor efecto debilitador, compensando así la disminución en la reactividad del combustible. Pero la conversión de los venenos es una pérdida de neutrones productores de reactividad, y no rinde potencia útil. La potencia disponible por unidad de carga de combustible del reactor es



pues disminuída como en el funcionamiento de las varillas de control.

5 Un objeto principal de este invento es mejorar el rendimiento del funcionamiento de los reactores nucleares disminuyendo la pérdida de neutrones resultante del uso de varillas de control y venenos combustibles, y otro objeto de este invento es proporcionar un reactor nuclear que tiene mayor potencia disponible por unidad de carga de combustible que los de la técnica anterior, debido a la supresión de tal pérdida.

10

Este invento, en su aspecto específico más importante, concierne al elemento plutonio del cual son de especial interés en la práctica de este invento los isótopos, Pu-239, Pu-240, Pu-241. El Pu-239 y el Pu-241 son fisiona-
bles y el Pu-240 no lo es. El Pu-239 se fisiona en algunos
15 casos y se convierte en determinadas ocasiones en Pu-240 por absorción de un neutrón. El Pu-240 se convierte en Pu-241 por absorción de un neutrón.

Puede producirse plutonio en un reactor que
20 incluye U-238. El U-238 es convertido en neptunio el cual a su vez es convertido en plutonio. El contenido en porcentaje de los diferentes isótopos del plutonio en cualquier masa del elemento depende de las propiedades del reactor en que se produce el plutonio y del tiempo de reacción y puede variar en
25 un amplio margen.

Este invento se deriva del hecho de que el Pu-240 tiene un acusado máximo de captura por resonancia de neutrones a 1,055 electrón-voltios. La sección transversal microscópica efectiva del Pu-240 para los neutrones está
30 grandemente afectada por la energía de los neutrones y puede

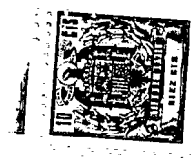


B. 1965

ajustarse de modo que disminuye a medida que disminuye la energía de los neutrones promediados para la totalidad del espectro (a medida que disminuye la velocidad media de los neutrones). Este efecto se manifiesta por el fenómeno de que para ciertos márgenes de contenido de plutonio en un reactor o para ciertos márgenes de moderación del reactor, la sección transversal microscópica del Pu-240 disminuye a medida que disminuye el contenido en plutonio, es decir a medida que es quemado el plutonio. Esto puede describirse como el margen de "resistencia negativa". El contenido en plutonio significa la masa total de todos los isótopos del plutonio que hay en un reactor en cualquier momento. Este contenido puede disminuir durante el funcionamiento del reactor debido a que los isótopos fisionables Pu-239 y Pu-241 son fragmentados; al mismo tiempo puede aumentar el contenido en Pu-240.

Este invento contempla el dimensionado a medida de la sección transversal efectiva del Pu-240 de manera que haga mínima, por sí misma, la variación de reactividad de un reactor durante la irradiación. Ello puede lograrse haciendo que los neutrones en exceso sean absorbidos preferentemente en el Pu-240 dando con ello el isótopo fisionable Pu-241, en lugar de hacer que sean absorbidos por un material de control estrictamente parásito (veneno), o en lugar de hacer que se fuguen desde el reactor.

De acuerdo con este invento, se provee pues un reactor que utiliza como combustible plutonio sólo o con otros materiales fisionables y/o fértiles, incluyendo dicho plutonio el isótopo Pu-240, estando caracterizado el citado reactor por que la cantidad relativa, en dichos otros materiales fisionables y/o fértiles, de dicho Pu-240 y/o la mo-



deración de dicho reactor son tales que la sección transversal de absorción de neutrones microscópica efectiva de la parte de dicho Pu-240 que está en cualquier momento en estado no convertido disminuye sustancialmente a medida que aumenta el tiempo de funcionamiento de dicho reactor, siendo dicha disminución suficiente para compensar sustancialmente la pérdida de reactividad asociada con la acumulación de productos de fisión durante dicho funcionamiento.

En virtud de la disminución de sección transversal de Pu-240 a medida que disminuye la energía media de los neutrones durante el consumo de combustible, el plutonio se convierte en un combustible autoestabilizador o autocompensador. La cantidad de plutonio, su composición isotópica y la moderación del reactor deberán pues ser tales que compensen la pérdida de reactividad del combustible a medida que funciona el reactor.

En una situación típica, puede usarse una masa de plutonio que tiene una composición inicial Pu-239-78%, Pu-240-12% y Pu-241-10% en un reactor incluyendo material fértil tal como el U-238 y/o torio Th-232. Por ser fisionables el Pu-239 y el Pu-241 pueden ser suficientes para mantener por sí mismos la necesaria reacción en cadena, o pueden ser aumentados con U-235 y/o U-233. Durante el funcionamiento de este reactor parte del Pu-239 es fisionada y parte es convertida continuamente en Pu-240, el cual, a su vez, es convertido continuamente en Pu-241. La conversión continúa:

$$\text{Pu-239} + n \longrightarrow \text{Pu-240}; \quad \text{Pu-240} + n \longrightarrow \text{Pu-241}$$

mantiene el contenido del Pu-240 aproximadamente constante. Además, durante el funcionamiento disminuye la energía media

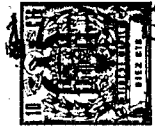


de los dneutrones, disminuyendo la sección transversal microscópica efectiva del Pu-240.

5 La Sección transversal microscópica efectiva para una reacción nuclear está definida como la relación de la fracción de núcleos que hacen de blanco que reaccionan con el número de partículas incidentes por unidad de área del material que hace de blanco; es el área de la sección transversal efectiva presentada por un núcleo sencillo para la reacción, pero no está relacionada necesariamente con el área de la
10 sección transversal geométrica del núcleo. La sección transversal para una reacción depende del tipo particular de la reacción y de la energía de las partículas incidentes, pero una sección transversal microscópica típica es del orden de 10^{-24} centímetros cuadrados por núcleo. Esta unidad se conoce con el nombre de barnio. La sección transversal macroscópica
15 del Pu-240, que puede calcularse a partir de la sección transversal microscópica efectiva y del número de Avogadro y de la densidad para el Pu-240, disminuye también, por consiguiente, estabilizando el funcionamiento del reactor para un largo
20 intervalo de tiempo.

Haciendo uso de las bases normalizadas de costes de la Atomic Energy Commission (Comisión de Energía Atómica) que incluye el precio para el plutonio sugerido por la Atomic Energy Commission de 720,00 pesetas/gramo, y suponiendo que fabricar los elementos de combustible contenidos
25 en el plutonio costará el doble que fabricar los elementos de combustible de Uranio comparables, los estudios económicos indican que en la práctica de este invento pueden alcanzarse costes totales de ciclos de combustible inferiores a 12 céntimos/kwh en instalaciones de energía de estación central.
30

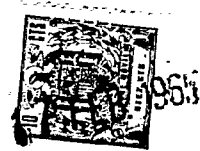
Este invento puede contemplarse desde otro



punto de vista considerando los efectos del combustible que se quema en un reactor. Dos efectos principales y relacionados del combustible que se quema son la disminución de la temperatura de neutrones (velocidad media) y la disminución en el número de neutrones que tienen energías epitérmicas (por encima de 0,6 electrón-voltios) con relación a aquellos que tienen energía térmicas. De acuerdo con este invento se usan isótopos de plutonio de tal manera que la combinación de estos dos efectos da por resultado la disminución con el combustible que se quema de la sección transversal de absorción de neutrones efectiva del Pu-240. Esta ventajosa forma de comportarse la sección transversal puede usarse para equilibrar la absorción parásita constantemente creciente que se produce debida a la acumulación de productos de fisión. Esta combinación de efectos tiende a evitar que la reactividad disminuya rápidamente; de hecho, en ciertas condiciones la reactividad puede aumentar inicialmente.

Además del Pu-240, el Pu-242 y el Am-241, y en menor grado el U-238, manifiestan la propiedad anteriormente descrita de tener una sección transversal efectiva que disminuye a medida que disminuye la energía media de los neutrones. En la medida en que este invento puede ser puesto en práctica con el Pu-242, el Am-241 y el U-238, tal práctica queda comprendida dentro de su más amplio alcance. Pero el aspecto importante de este invento, en sus aspectos específicos, es el uso del Pu-240, y la facultad de emplear otros posibles elementos no puede en forma alguna restar importancia al aspecto de este invento con el Pu-240.

No se exige como requisito que todos los isótopos presentes en un reactor se comporten de manera



similar al Pu-240; el único requisito es que ese comportamiento, incluso aunque sólo lo presente un isótopo, sea lo suficientemente acusado como para influir sobre la reactividad en forma de "resistencia negativa"; es decir, de tal manera que la adición de más combustible se traduce en disminución de la reactividad.

Este invento está orientado al uso de combustibles de plutonio en reactores neutrónicos que están diseñados de tal manera que es posible el funcionamiento en el margen de "resistencia negativa". Esto incluye, dentro de los aspectos amplios de este invento, reactores que contienen inicialmente solamente plutonio como combustible, y también reactores que contienen igualmente otros combustibles o materiales fisiónables y fértiles.

Este invento contempla asimismo, dentro de su alcance, características de diseño del núcleo del reactor y condiciones de proceso que permiten el funcionamiento con actuaciones generalmente superiores de estos sistemas de reactores neutrónicos. Específicamente, pueden lograrse conservaciones mayores de neutrones mediante la carga del núcleo por zonas radiales con:

- a) el mismo espaciado reticular en cada zona, pero con enriquecimientos progresivamente inferiores de plutonio de zona a zona desde la periferia hasta el centro del núcleo, o
- b) el mismo enriquecimiento de combustible en cada zona, pero con grados de moderación progresivamente superiores de zona a zona desde la periferia hasta el centro del

17 FEB 1958

núcleo

Además, puede lograrse una conservación similar de neutrones con una carga de núcleo uniforme (es decir, una distribución uniforme de material fisiónable por todo el reactor) utilizando refrigeración del moderador de pasos múltiples con el primer paso a través de la parte central del núcleo y los otros pasos extendiéndose desde el centro a través de zonas consecutivas hasta la periferia.

En ciertas situaciones la conservación de neutrones es de importancia secundaria en comparación con la distribución espacial uniforme de potencia desarrollada por todo el reactor. En tales situaciones se adoptan los procedimientos inversos de los descritos en el párrafo anterior.

Puede lograrse mejorar todavía más las actuaciones obligando a variar al espectro de neutrones de la manera más deseable a todo lo largo del funcionamiento. Ello puede lograrse mediante:

- a) control del moderador y/o de la temperatura del agente de refrigeración,
- b) ajuste de las propiedades del moderador mezclando entre sí moderadores,
- c) ajuste de la densidad del moderador.

Cada una de estas características es un medio para conseguir el control del desplazamiento espectral de los neutrones; por lo tanto, un medio para disminuir todavía más los requisitos de control por veneno combustible o por ajuste aproximado de la reactividad. El efecto de la moderación sobre la reactividad es tan intenso para estos sistemas que cualesquiera de estos mecanismos, ya solos o



ya en combinación, pueden producir acusados efectos sobre la reactividad.

Las nuevas propiedades consideradas características de este invento se han descrito de un modo general en lo que antecede. El invento, tanto en cuanto a su organización como en cuanto a su método de funcionamiento, juntamente con objeto adicionales y ventajas del mismo, se comprenderá mejor mediante la consideración de la siguiente descripción detallada de realizaciones preferidas de este invento y de algunas de las propiedades importantes de este invento consideradas en conexión con los dibujos que se acompañan, en los cuales:

La Figura 1 es una vista en perspectiva con partes de pared recortadas, de una realización de este invento; y

Las Figs. 2 a 16 son gráficos que ilustran las propiedades del material combustible o fértil tal como el plutonio de las cuales depende este invento.

El aparato representado en la Fig. 1 es un núcleo de reactor R de sección generalmente cilíndrica que incluye un recipiente cerrado herméticamente 21 o cámara subdividida en zonas 23, 25 y 27 separadas por paredes tubulares o tubos 31 y 33. La pared 31 tiene aberturas 35 en la parte inferior y la pared 33 tiene aberturas 37 en la parte superior. El recipiente 21 está provisto de tubos de salida de fluido 39. El fluido refrigerante es suministrado al tubo 31 fluyendo hacia abajo a través de este tubo y a través de las aberturas 35 en el espacio entre los tubos 31 y 33, luego hacia arriba a través de la abertura 37 al interior del espacio entre el tubo 33 y la pared 21, luego hacia abajo y



a través de los tubos de salida 39 usualmente a un intercambiador de calor en que es transferido el calor a un agente de refrigeración no radioactivo para la generación subsiguiente de potencia utilizable.

Cada una de las zonas 23, 25 y 27 incluye una pluralidad de elementos de combustible 41. Estos pueden adoptar diferentes formas pero en el reactor representado son varillas, preferiblemente de acero inoxidable o de zircaloy (aleación de circonio) o de un elemento similar en que están encerrados nódulos del combustible. De acuerdo con este invento, los nódulos incluyen plutonio en el margen de composición en que se produce el efecto de "resistencia negativa". El efecto de resistencia negativa" está determinado en parte por la naturaleza del moderador y por la cantidad de moderador que hay presente en el agente de refrigeración, en el propio combustible, o en una estructura separada.

Típicamente, el refrigerante puede ser agua a elevada temperatura (316°C) y alta presión ($140,6 \text{ kg/cm}^2$). Este agua, sola o con agua pesada, (deuterio) o diversas composiciones puede servir como moderador. En otros reactores a los cuales es aplicable este invento, el refrigerante puede ser sodio líquido u otro metal líquido y pueden usarse grafito o berilio como moderador. El refrigerante principal puede fluir a través de tubos que encierran a las varillas de combustible y el grafito o el berilio pueden encerrar a estos tubos. Puede proveerse un sistema refrigerante separado para refrigerar el moderador; es decir, pueden proveerse otros tubos refrigerantes y otros refrigerantes en el moderador.

El enriquecimiento en plutonio usado en la



practica de este invento es tal que produce la caracterís-
 tica de "Resistencia negativa" y puede determinarse a par-
 tir de las curvas de las Figs. 2 a 6. En la Fig. 2, se ha
 representado gráficamente una medida de la reactividad ini-
 cial K_{∞}/ϵ en función del enriquecimiento en plutonio (ma-
 sa de plutonio referida a la masa de uranio normal) expresa-
 da en porcentaje de número de átomos contados. En la ex-
 presión K_{∞}/ϵ , K_{∞} es la reactividad de una masa infi-
 nita, es decir, suponiendo que no hay fugas de neutrones,
 K_{∞} es la relación del número de neutrones producidos por
 fisiones al número de neutrones absorbidos; ϵ es el fac-
 tor de fisión rápida. Las curvas se han representado para
 reactores en que la expresión $\overline{\xi \xi_s} / \text{Sum}_h Ni = 69,1$ en que
 $\overline{\xi} =$ promedio logarítmico de pérdida de energía de neu-
 trones por colisión.

$\xi_s =$ sección transversal de esparcimiento macroscópica
 promediada para todos los materiales del reactor.

La línea trazada sobre $\overline{\xi \xi_s}$ significa que
 se ha tomado el promedio. $\text{Sum}_h Ni$ es el número total de
 átomos pesados.

La expresión $\overline{\xi \xi_s} / \text{Sum}_h Ni$ se llama parámetro de
 retícula. Para una retícula apretada en que los elemen-
 tos de combustible están próximos entre sí, el parámetro
 de retícula es inferior al correspondiente a una retícu-
 la suelta en que los elementos de combustible están distan-
 ciados y hay moderación sustancial.

En la fig. 2 se presentan tres curvas para
 tres relaciones diferentes de área superficial a volúmen
 (S/V) de combustible. Cada curva muestra que para el mar-
 gen cubierto la reactividad disminuye a medida que aumenta
 el enriquecimiento en plutonio. Es decir que durante el fun



5 cionamiento del reactor en el margen descrito y en las circunstancias de moderación descritas la reactividad tendería a aumentar a medida que disminuyese el enriquecimiento en plutonio, es decir, a medida que se quema el plutonio. Se produciría por tanto un efecto compensador o estabilizador para equilibrar la tendencia a disminuir la reactividad con la acumulación de productos de fisión.

10 En la Fig. 3 se presentan tres curvas similares para $\overline{\Sigma \Sigma_s} / \text{Sum}_n \text{ Ni} = 100$. En este caso la caída en las curvas necesaria para la práctica de este invento empieza en aproximadamente 2,8 átomos por ciento de enriquecimiento en plutonio.

15 En la Fig. 4 se presentan curvas para $\overline{\Sigma \Sigma_s} / \text{Sum}_n \text{ Ni} = 125$. Esto representa tanto el margen útil de enriquecimiento que empieza en aproximadamente 4 para $S/V = 3,22$, y aproximadamente 3,5 ó 3,6 para $S/V = 5,36$ y 7, como el margen de enriquecimiento que no es útil en la práctica de este invento, inferior a 4 para $S/V = 3,22$ e inferior a aproximadamente 3,5 ó 3,6 para los restantes valores.

20 En la Fig. 5 se presentan las curvas para parámetro de retícula igual a 150. En este caso, el margen útil de enriquecimiento empieza en aproximadamente 4,5 átomos por ciento. En la Fig. 6 se presentan las curvas para un parámetro de retícula de 175.

25 En la práctica de este invento el enriquecimiento en plutonio en los elementos de combustible o en el moderador está ajustado de manera que para el parámetro de retícula correspondiente al núcleo el funcionamiento tiene lugar en el margen útil anteriormente definido con referencia a las Figs. 2 a 6. En tales circunstancias, la vida del

30



reactor es materialmente aumentada.

5 En la Fig. 7 el k_{eff} , que es el factor de multiplicación efectivo, se ha representado como función del tiempo de funcionamiento del reactor en megavatios-días por tonelada métrica de combustible para diversos tipos de núcleo de reactor de acuerdo con este invento y para un núcleo según la técnica anterior. Los núcleos 101, 103, 105 corresponden a un reactor de acuerdo con este invento y la curva 107 a un reactor según la técnica anterior. La vida del reactor termina cuando la curva cruza la ordenada $k_{\text{eff}} =$
10 1. Las vidas de los núcleos de acuerdo con este invento son sustancialmente más largas que para el núcleo de la técnica anterior.

15 En la Fig. 8 se ha representado la temperatura de neutrones, una medida de la velocidad media de los neutrones térmicos, en megavatios-día/tonelada métrica para tres tipos de núcleo de reactor típicos de acuerdo con este invento. La tendencia que se aprecia de disminución de la temperatura de neutrones con el tiempo de funcionamiento del reactor es en parte responsable de la disminución de la sección transversal de absorción de Pu-240 con el tiempo de funcionamiento.
20

25 En la Fig. 9 se ha representado la sección transversal efectiva, Σ_f como una función de los megavatios-día/tonelada métrica para los diversos componentes y productos del reactor de acuerdo con este invento. Cada curva va rotulada de manera que se corresponde con el componente o producto al cual corresponde y cada rótulo va seguido de la letra "a" o "f". La letra "a" significa que la curva corresponde a la sección transversal total de absorción
30



y "f" que la curva corresponde a la sección transversal de "fisión". La sección transversal de absorción puede definirse como la sección transversal de fisión más la sección transversal de captura. La curva f_p es para la sección transversal de productos de fisión compuesta, es decir para la totalidad de los productos de fisión generados. Los datos para las curvas se han obtenido determinando el efecto de la variación en el espectro de neutrones que resulta del funcionamiento del reactor.

El aspecto significativo de la Fig. 9 es que las curvas de sección transversal para Am^{241a} , Pu^{240a} , Pu^{242a} y, en pequeño grado, para U^{239a} tienen pendientes negativas. Para estos materiales la sección transversal disminuye pues a medida que funciona el reactor. La disminución en estas secciones transversales sirve para compensar la acumulación de productos de fisión y con ello se impide que disminuya rápidamente la reactividad del reactor.

Las Figs. 10 y 11 son gráficos similares para otros reactores. La disminución en la sección transversal del $Pu-240a$ se ve que es muy acusada.

La práctica de este invento proporciona notable flexibilidad de ajuste en las propiedades del reactor según se ha descrito variando el enriquecimiento en plutonio o la moderación, o uno y otra. Para conservar neutrones puede ajustarse el enriquecimiento inicial en plutonio de cada zona 23, 25, 27 (Fig. 1) de manera que aumente como función de la distancia desde cada zona al centro; es decir, la zona 23 tiene el enriquecimiento mínimo, la zona 25 un enriquecimiento intermedio y la zona 27 el máximo. El enriquecimiento está ajustado de tal manera de acuerdo



con este invento que la reactividad local es máxima en la zona 23 y mínima en la zona 27. Las respectivas zonas reactivas más bajas impiden pues que los neutrones producidos en las respectivas zonas reactivas más altas se fuguen del reactor.

5

Recíprocamente, cuando ha de disminuirse la variación espacial de la potencia desarrollada a través del reactor, el enriquecimiento en plutonio puede disminuir desde la zona interior 23 hacia fuera. En este caso la reactividad local está en el máximo en la periferia y es menor en la zona interior. Esto iguala la potencia desarrollada.

10

En los dos casos que acaban de analizarse, el enriquecimiento en plutonio en cada zona puede variarse de acuerdo con los tipos descritos. Es decir, las varillas de combustible de cada zona pueden aumentar o disminuir en enriquecimiento como función de la posición de las varillas a partir del centro del núcleo R.

15

También puede efectuarse la conservación de neutrones en un reactor en que el enriquecimiento en plutonio es constante en todo él, disminuyendo la moderación como función de la distancia desde el centro del reactor. Ello puede efectuarse en un reactor de agua a presión haciendo circular el agua como se ha ilustrado en la Fig. 1 de manera que el agua de la zona exterior 27 esté más caliente que el agua de la zona interior 23. La moderación varía inversamente a la temperatura del agua. Puede lograrse el mismo resultado distanciando las varillas de la zona exterior 27 más próximas entre sí que las varillas de la zona 25, y las varillas de la zona 25 más próximas entre sí

25

30



que las varillas de la zona 23. Dentro de las zonas puede adoptarse el mismo patrón de espaciado.

Recíprocamente, para menores variaciones espaciales en potencia desarrollada, puede invertirse el flujo del agua o el patrón del espaciado de varillas.

5

Además del control espacial, puede lograrse también el control de tiempo de acuerdo con este invento. Variando la cantidad de agua pesada en el refrigerante de agua normal como función del tiempo, puede variarse la temperatura de los neutrones como una función deseada del tiempo para suavizar la reactividad a medida que avanza la reacción. Puede producirse el mismo efecto regulando la temperatura del refrigerante como función del tiempo. Esta variación no es preciso que afecte a la temperatura de carga materialmente, ya que la moderación del refrigerante puede variarse en un amplio margen variando la temperatura del refrigerante solamente unos grados. También puede suministrarse al moderador un sistema de refrigeración separado, permitiendo con ello la regulación de la temperatura del moderador sin influir sobre la temperatura de la carga. El sistema de refrigeración separado o externo puede disminuir la temperatura de neutrones efectiva del reactor como función del tiempo de funcionamiento del reactor para reducir la disminución de reactividad en el reactor durante su funcionamiento. La temperatura de neutrones efectiva en dicho reactor es aumentada inicialmente y luego disminuida por medios externos como función del tiempo de funcionamiento del reactor, para reducir el aumento inicial y la subsiguiente disminución de reactividad de dicho reactor durante el funciona

10

15

20

25

30



miento del mismo.

Aún cuando este invento ha sido aquí descrito como aplicado a un reactor por zonas, en sus aspectos más amplios es igualmente aplicable a un reactor uniformemente cargado.

5

El estudio detallado de los gráficos aquí representados puede servir como una nueva ayuda para la comprensión de este invento.

Las figs. 2 a 6 que ilustran la variación de K_{∞}/ϵ con el enriquecimiento en plutonio y los parámetros de retícula, fueron obtenidas a partir de 100 cálculos diferentes basados en composiciones de combustible diferentes, en relaciones de moderador a combustible diferentes, en tamaños de varilla de combustible diferentes y en otros parámetros diferentes. Cada composición de combustible incluye plutonio y uranio normal como combustible. El sorprendente descubrimiento en que se basa este invento es que más allá de un cierto enriquecimiento en plutonio K_{∞}/ϵ disminuye al proseguir el enriquecimiento. Para las retículas más apretadas, el valor máximo de K_{∞}/ϵ tiene lugar cuando el enriquecimiento en plutonio es relativamente bajo (-2,0 contados) y K_{∞}/ϵ nunca llega a ser muy grande; por ejemplo, para la retícula que tiene $\frac{\sum \xi_s}{\sum \eta_n} \text{Ni} = 69,1$ y $S/V = 5,36$, el valor máximo de K_{∞}/ϵ es sólo de aproximadamente 0,9, y esto se produce para un enriquecimiento inferior a 1,7 de recuento de Pu. Para las retículas más sueltas, K_{∞}/ϵ puede ser apreciablemente mayor que la unidad y los valores máximos se producen para enriquecimientos relativamente elevados; por ejemplo; para la retícula que

10

15

20

25

30



265

tiene $\overline{\xi \xi_s} / \text{Sum}_h$ Ni = 175 y S/V = 3,22, el valor máximo de K_{∞}/E es de 1,28, y esto se produce para un enriquecimiento de aproximadamente 4,5 de recuento de plutonio. Entre estos dos extremos, pueden encontrarse una retícula y un

5 enriquecimiento apropiados que serán una condición crítica para cualquier reactor de tamaño razonable. Como podía esperarse, la absorción aumentada por resonancia superficial disminuye K_{∞}/E para los tamaños menores de varilla de

10 combustible. Pero la variación de K_{∞}/E con el enriquecimiento es esencialmente la misma para todas las dimensiones de varillas. Ello indica que la variación general de la reactividad con el enriquecimiento se debe principalmente a un efecto en la absorción en volúmen, ya sea térmica, o por

15 resonancia o ambas. El aumento inicial de reactividad con el enriquecimiento se debe al aumento de la absorción térmica en el Pu-239 adicional. Ello, sin embargo, pronto queda oscurecido por el aumento general en la absorción no fisionable debida al aumento de la temperatura de neutrones que resulta

20 de un aumento en la sección transversal media de absorción de núcleo. La comparación entre las Figs. 2 a 6 entre sí, muestra que para un enriquecimiento específico en plutonio y un tamaño de varilla de combustión, K_{∞}/E aumenta al aumentar la moderación sobre el margen considerado. Ello ilustra nuevamente la acusada influencia de la temperatura

25 de neutrones sobre la absorción sin fisión. Estas observaciones conducen a los siguientes conceptos:

- 30 a) El núcleo de un reactor cargado inicialmente con un enriquecimiento en plutonio mayor del necesario para obtener el valor máximo de K_{∞}/E , tiene una vida relativamente larga

306745



(en el sentido de la reactividad) ya que la acumulación de productos de fisión será contra rrestada hasta un cierto punto por la tendencia hacia una superior reactividad con la combustión (disminución del enriquecimiento). Además, la variación en reactividad durante la vida del núcleo será relativamente pequeña debido al equi librado de estos efectos opuestos.

b) Debido a la disminución general en K_{∞}/E con el espesamiento de la retícula, los sistemas moderados con agua tienen elevados coeficientes negativos de temperatura de reactividad. Además, puesto que existe una disminución de reactividad para un aumento en la temperatura de neutrones, los sistemas que tienen moderadores estacionarios tendrán coeficientes negativos de temperatura incluso aunque no resulte expulsión de moderador alguna de un aumento en la temperatura del moderador.

Las Figs. 2 a 6 se han obtenido a partir de reactores en que la composición de plutonio es de 78% de Pu-239, 12% de Pu-240 y 10% de Pu-241. Los conceptos aquí desarrollados son igualmente aplicables a plutonio de diferentes composiciones. El componente Pu-240 debe ser en cada caso el adecuado para producir el efecto de "resistencia negativa". Se está en la creencia de que el contenido isotópico de Pu-240 del plutonio debe ser superior a aproximadamente el 10%.

Un estudio del comportamiento de combustión de un gran número de reactores indica, en primer lugar, que para una moderación y un enriquecimiento específicos, la vida del nú-



cleo para $S/V = 5,36$ es mayor que el valor correspondiente para $S/V = 7,0$. Es decir, para una moderación y un enriquecimiento específicos puede obtenerse una vida de núcleo más larga con una varilla de combustible mayor. En segundo lugar, para un grado particular de moderación y un tamaño de varilla específico existe un enriquecimiento que dá por resultado una vida de núcleo máxima. Esta vida de núcleo máxima es mayor para un mayor grado de moderación (en el margen considerado). Pero cuanto mayor sea la moderación mayor será el enriquecimiento requerido para lograr este máximo. En tercer lugar, la vida de núcleo que puede obtenerse para una moderación y un tamaño de varilla particulares aumenta con relativa lentitud con el enriquecimiento hasta alcanzarse un máximo, en cuyo momento la vida de núcleo que puede obtenerse disminuye rápidamente al seguirse aumentando el enriquecimiento. En cuarto lugar, hay una tendencia general de aumento de la vida del núcleo con el enriquecimiento. Para una retícula particular, la k_{eff} inicial es generalmente mayor cuanto menor sea el enriquecimiento. Esto coincide con lo que puede preverse de las Figs. 2 a 6. Ello muestra además que, para aproximadamente la misma vida de núcleo deseada, los requisitos de control de ajuste aproximado de la reactividad son máximos para los enriquecimientos bajos. Puede por lo tanto establecerse un equilibrio económico entre requisitos de inventario mayores y menores necesidades de control de ajuste aproximado de la reactividad. Más generalmente, pueden obtenerse vidas de núcleo sumamente largas (suponiendo que las varillas de combustible resistan a los daños por radiación) con sólo requisitos moderados



de control de ajuste aproximado de la reactividad. La Tabla I siguiente presenta los resultados de estudios de combustión en diversos reactores que contienen plutonio y uranio normal como combustible, de acuerdo con este invento.

5

TABLA I

Resultados Pertinentes de Estudios de Combustión

Caso Número	Parámetro de Retícula	Enriquecimiento de Pu inicial recuento	Vida del núcleo megavatios día/Ton.	Keff inicial	Enriquecimiento de Pu final recuento	Composición Isotópica de Pu final recuento	Variación neta de Pu kg/Ton	Enriquecimiento de Pu final recuento	Variación neta de U kg/Ton
1	5,36	7,84	57.500	1,0983	5,52	49,6	26,9	0,346	28
	150					22,4			
	2,84					19,0			
2	3,0	8,85	61.300	1,0610	6,50	53,9	27,6	0,342	34
						18,5			
						18,9			
3	7,00	9,60	64.300	1,0799	6,65	49,8	34,4	0,346	34
	175					21,1			
	3,31					19,7			
4	3,92	6,33	39.400	1,0806	4,90	9,4	17,3	0,413	24
						53,6			
	7,00					20,8			
5	150	7,34	42.800	1,0552	5,71	19,0	18,8	0,410	26
	2,84					6,6			
	3,92					56,2			

306745

POOR QUALITY



TABLA I (Cont.)

Resultados Pertinentes de Estudios de combustión.

Caso Número	Parámetros* de Reticula	Enrique- cimiento de Pu ini- cial recuento	Vida del Núcleo megava- tios día/Ton	K _{eff} inicial	Enrique- cimiento de Pu final** recuento	Compo-*** sición Isotópi- ca de Pu final recuento	Varia- ción neta de Pu kg/Ton	Enriqueci- miento de U fi- nal**** recuento	Variación neta de U kg/Ton
----------------	----------------------------	--	--	-----------------------------	--	--	---	---	-------------------------------------

6	7,00 125 2,35 3,92	4,57	14,000	1,0362	4,21	67,6 15,2 15,2 2,0	4,5	0,574	11
7	5,36 125 0,235 0,30	7,84	81.700	1,0813	5,15	45,4 19,0 19,6 16,0	26,9	0,232	48

* Por orden: $\frac{S/V}{\sum \sum / \text{Sum}_h \text{ Ni}}$ (2a) mod/Somh Ni
 ** Definida como átomos de Pu/átomos de Pu + U
 *** Por orden: Pu - 239
 Pu - 240
 Pu - 241
 Pu - 242
 **** Definida como átomos de U-235/átomos de U
 Chapado / Sum_h Ni (2a)

306745





En el caso 2 de la Tabla 1 se tiene una vida de núcleo de 61.300 megavatios día/tonelada con una variación de reactividad asociada de solamente 0,061 de k_{eff} . Análogamente, en el caso 5 se tiene una vida de núcleo de 42.800 megavatios-día/tonelada con solamente 0,055 de k_{eff} requerida para ser ajustada aproximadamente en reactividad. Son asimismo de hacer notar en la Tabla I los cambios en el contenido en plutonio y en uranio que se producen a lo largo de la vida del núcleo, y las composiciones finales isotópicas del plutonio residual. En todos los casos, se quema más uranio que plutonio; la relación de uranio/plutonio quemados, disminuye al aumentar la vida del núcleo. Por consiguiente, aparte de las consideraciones de daños por radiación, existe para una retícula particular una vida de núcleo económicamente óptima que es apreciablemente inferior a la máxima que puede obtenerse.

Es de hacer notar que el enriquecimiento en uranio residual en los núcleos de vida larga está bien agotado en el U-235. Ello nos dá una excelente indicación de que los núcleos cargados con plutonio se comportarán satisfactoriamente de acuerdo con este invento con uranio agotado como diluyente, así como con uranio natural. Para las actuales disponibilidades de uranio agotado, tales cargas pueden resultar especialmente ventajosas.

El efecto de utilizar un núcleo con absorción parásita relativamente baja en el moderador y en el revestimiento chapado se ha ilustrado en el caso 7 (Tabla I) en que se han presentado los resultados para un caso que tiene solamente aproximadamente el 10% de la absorción parásita de las demás retículas descritas en la Tabla I. Se ve que



la vida de núcleo que puede obtenerse es enorme, 81.700 megavattios-día/tonelada con unos requisitos de control de ajuste aproximado de reactividad de solamente 0,0813 de k_{eff} . Es asimismo de hacer notar que incluso con esta
5 larga vida, la cantidad de uranio quemada es casi el doble que la de plutonio. Sin duda, como lo indican los anteriores resultados, un núcleo económicamente óptimo de este tipo tendrá menor enriquecimiento, vida más corta, menores requisitos de ajuste aproximado de reactividad y conversión
10 de uranio relativamente mayor que los del caso arbitrario considerado.

En las Figs. 7 a 11 se ilustra el comportamiento detallado durante toda la vida del núcleo de varios de los tipos de núcleos anteriormente considerados. Específicamente
15 se han ilustrado las características de los casos 1, 4 y 7 de la Tabla I. La Fig. 7 ilustra la variación de k_{eff} con el tiempo (en megavattios-día/tonelada). La curva 103 corresponde al caso 1, la curva 101 al caso 4 y la curva 105 al caso 7.

En la Fig. 8 se ha ilustrado la variación de la temperatura de neutrones con el tiempo. Las curvas 201, 203
20 205 corresponden respectivamente a los casos 1, 4 y 7 de la Tabla I. Se ve que, para todos los casos, la temperatura de neutrones disminuye monotónicamente; es decir, la variable dependiente, la Temperatura de Neutrones, varía uniformemente con la variable dependiente, megavattios-día/tonelada.
25 Ello es consecuencia del hecho de que la absorción por el núcleo disminuye a medida que es quemado material fisiónable sin sustitución completa por conversión. Esta disminución en la temperatura de neutrones tiende a evitar que
30



disminuya k_{eff} ya que con ello es asimismo disminuída la absorción sin fisión especialmente de Pu-240.

5 Estos efectos se comprueban por la variación de las secciones transversales efectivas con el tiempo, representada para los tres casos (1, 4, 7) en las Figs. 9, 10, 11. Los tres isótopos, Am-241, Pu-240, Pu-242, que tienen las secciones transversales de absorción sin fisión máximas, muestran todos esta disminución exagerada de la sección transversal efectiva con el tiempo o con la disminución de 10 la temperatura de neutrones. Por supuesto, a causa de la concentración relativamente alta existente el Pu-240 produce el único efecto significativo en el comportamiento del reactor. En comparación, las secciones transversales efectivas de los otros isótopos pueden considerarse aproximada- 15 mente constantes para toda la vida del núcleo.

También son de hacer notar en las Figs. 9, 10, 11 los valores para las secciones transversales efectivas de los productos de fisión. Inicialmente, esta sección transversal es superior a 300 b/fisión, (b representa barnios), y 20 esta disminuye constantemente durante la vida del núcleo hasta menos de 200 b/fisión. Además, esa variación contribuye a mantener alta la reactividad.

En las Figs. 12 a 14 se han representado las variaciones en la composición isotópica del núcleo para los 25 tres casos. Se ve que la concentración de Pu-240 no cambia apreciablemente durante la vida del núcleo. El pequeño aumento es debido a la tendencia a la acumulación resultante de la disminución en sección transversal. Esta tendencia es finalmente contrarrestada por la menor producción de Pu-240 que resulta de la disminución de concentración de Pu-239. 30



1965

Para obtener alguna indicación referente a la estabilidad del sistema de acuerdo con este invento, se calcularon algunos coeficientes de temperatura para los casos 1 y 7. Puesto que no se realizaron cálculos de fugas y de que el envenenamiento del equilibrio de los productos de fisión fué considerada constante, estos efectos no fueron tomados en cuenta. Ciertamente, a medida que aumenta la temperatura aumentarán las fugas, especialmente si el moderador es un líquido que se expande apreciablemente. Este efecto despreciado contribuirá, por lo tanto, con una intensa contribución negativa a cualesquiera coeficientes de reactividad calculados. Por otra parte, en el margen de temperaturas de interés la absorción de xenón disminuirá probablemente con el aumento de temperatura. Esto contribuirá con un incremento positivo.

Para todos los casos considerados, se está en la creencia de que los efectos despreciados combinados aportan una contribución neta negativa. Se calcularon los coeficientes de moderador separadamente al principio, a la mitad y al final de la vida del núcleo. Se calcularon dos coeficientes de moderador diferentes. En un caso, se supuso que la densidad del moderador no cambia con la temperatura; en el otro caso se supuso que la densidad del moderador cambia como la del agua ordinaria alrededor de la temperatura de funcionamiento. En ambos casos, solamente se modificó la temperatura del moderador; todas las demás condiciones se mantuvieron "normales". Los resultados se han consignado en la Tabla II.

306745

TABLA II

Coefficientes de Temperatura de Reactividad

Coefficientes de Moderador
Expansión de H₂O
k/°C

Coefficientes de Moderador
Sin Expansión
k/°C

Caso Número	Sin Expansión k/°C			Expansión de H ₂ O k/°C		
	Principio de la Vida	Mitad de la Vida	Final de la Vida	Principio de la Vida	Mitad de la Vida	Final de la Vida
1	-2,7 x 10 ⁻⁴	-1,7 x 10 ⁻⁴	-0,8 x 10 ⁻⁴	-1,9 x 10 ⁻³	-1,5 x 10 ⁻³	-1,1 x 10 ⁻³
7	-4,6 x 10 ⁻⁴	-2,7 x 10 ⁻⁴	-1,2 x 10 ⁻⁴	-2,9 x 10 ⁻³	-2,1 x 10 ⁻³	-1,5 x 10 ⁻³

1
7

306745





17 FEB 1963

El coeficiente del moderador sin expansión es fuertemente negativo, generalmente superior a $-10^{-4}/^{\circ}\text{C}$. El coeficiente de moderador con expansión es de aproximadamente un orden de magnitud mayor que este. Para estos dos casos, es de hacer notar que el coeficiente de moderador con expansión es de aproximadamente -2×10^{-3} al principio de la vida. Dicho con otras palabras, un aumento de 5°C en la temperatura de funcionamiento disminuirá la reactividad inicial en aproximadamente el 1%. Si se incluyesen todos los efectos (incluidas las fugas y el xenón), se requeriría un aumento de temperatura todavía menor. Con este grado de sensibilidad alrededor del punto de funcionamiento, es factible considerar un cierto grado de control de ajuste aproximado de la reactividad a través de la variación regulada de la temperatura media del moderador durante la vida del núcleo.

Esta posibilidad, así como la posibilidad de ajustar aproximadamente la reactividad mediante el control de desplazamiento de espectro de las propiedades del moderador se siguió investigando considerando el cambio en $\overline{\xi \xi_s} / \text{Sum}_h$ Ni requerido para llevar la k_{eff} máxima lograda durante la vida del núcleo hasta la unidad para el caso 4. Para este caso, el máximo es $k_{\text{eff}} = 1,0806$ y éste tiene lugar inicialmente. Una disminución de $\overline{\xi \xi_s} / \text{Sum}_h$ Ni del 12,4% reduciría esta k_{eff} a la unidad. Una variación de esta magnitud puede ciertamente obtenerse mediante dilución inicial de H_2O con D_2O . Se subraya que esta variación en $\overline{\xi \xi_s} / \text{Sum}_h$ Ni puede asimismo obtenerse aumentando la temperatura media del moderador (considerando H_2O) en aproximadamente 70°C . Por supuesto, no se requeriría un aumento tan elevado de temperatura ya que el aumento de temperatura afecta a la



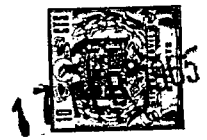
17

temperatura de los neutrones directamente y no solamente por su acción sobre la densidad del moderador aquí considerada.

Una estimulación más razonable de la variación de temperatura requerida puede obtenerse partiendo de los resultados de coeficiente de temperatura dados en la Tabla II. Los resultados dados para el caso 1, que es similar al caso 4 que está siendo aquí considerado, indican que se requeriría un aumento de $42,5^{\circ}\text{C}$ en la temperatura de funcionamiento para rebajar k_{eff} en 0,0806. También las consideraciones relativas a las fugas indicarían que el aumento de temperatura requerido es considerablemente inferior.

En condiciones de diseño apropiadas, puede también obtenerse el efecto de "resistencia negativa" con sistemas que utilizan como combustible plutonio-U-235 y/o U-233 puros, es decir, con reactores de quemador director que no contengan fuente de material tal como U-238 ó Th-232. Tales reactores presentan también un aumento de reactividad con la disminución de concentración de combustible para la configuración de retícula apropiada. También en este caso puede obtenerse una vida de núcleo relativamente larga con requisitos nominales de control de ajuste aproximado de la reactividad.

En la Fig. 15 se ilustra la reactividad inicial como función de la carga de combustible y de la composición del combustible para una retícula particular. El combustible consiste en U-235 y los isotópos del plutonio 239, 240, 241, 242. La Fig. 15 ilustra que para composiciones en que el plutonio supere aproximadamente el 40% del combustible total, la reactividad disminuye a medida que aumenta la carga de combustible. La carga de combustible está expresada en



porcentaje en volúmen, V/O , de la sustancia combustible, en que la "sustancia" es la parte del elemento de combustible ocupado por los isótopos del combustible, y el material estructural inerte asociado nuclearmente (acero o zircaloy)

5 La Fig. 16 se ha ilustrado el efecto de éste comportamiento de "resistencia negativa". Se ilustra en ella la variación de reactividad durante toda la vida del núcleo en función de la fracción de átomos pesados iniciales fisionados. Se ve que las curvas 301, 303, 305 muestran un
10 aumento real de reactividad a medida que prosigue el funcionamiento.

Para obtener una comparación de costes del ciclo de combustible entre los sistemas provistos de combustible de plutonio de acuerdo con este invento y los sistemas de
15 una técnica anterior, se determinaron las economías del ciclo de combustible completo para una serie de los casos con combustible de plutonio y para los reactores según la técnica anterior. Para permitir una comparación directa con las estimaciones de costes hechas en otras instalaciones, se si-
20 guen en todos los aspectos los procedimientos indicados en la publicación de la United States Atomic Energy Commission (Comisión de Energía Atómica de los Estados Unidos) Costs of Nuclear Power (TID 8531; 1961).

25 Para todos los reactores analizados se supusieron las siguientes condiciones:

- a) Carga del núcleo - 20 toneladas de isótopos pesados.
- b) Rendimiento neto de conversión - 30%

30 Además se efectuaron cálculos para dos casos: uno con un flujo de calor medio obtenido del



17 FEB 1965

5 combustible de 1.488.160 calorías-centímetro/hora-cm²-°C.,
ó sea un reactor de agua a presión; y el otro con un flujo
de calor medio de 7.440.800 calorías-centímetro/hora cm²-°C,
o bien, dicho con otras palabras, de cinco veces más potencia
por unidad de volúmen del núcleo.

10 Se analizaron tres casos de plutonio; específicamente los casos 1, 4, 7 (Tabla I) y estos se compararon con el caso 8 de uranio (según la técnica anterior) y también con el diseño APWR (técnica anterior) según figura expuesto en el Advanced Pressurized Water Study SW-1 (1959).

15 Para el caso del uranio, se tomaron los costes iniciales de fabricación del combustible en 6.000,00 pesetas por kilogramo de uranio; correspondientemente, para los casos 1 y 4 de plutonio (elementos revestidos de chapa de acero) se tomaron los costes en 12.000,00 pesetas por kilogramo de isótopos pesados; para el caso 7 del plutonio (elementos revestidos de chapa de zircaloy), se tomaron los costes en 18.000,00 pesetas por kilogramo.

20 En todos los casos se usó la lista de precios de la Atomic Energy Commission para los costes de UF₆ y se tomó como valor del plutonio el de 720,00 pesetas por gramo como metal para todas las composiciones isotópicas.

25 Para los casos de plutonio, se cargó en cuenta el uranio (tratado análogamente a los costes de fabricación del combustible) ya que el combustible gastado era agotado. Para estos casos, por consiguiente, no se incluyeron cargos por posterior reelaboración por conversión del nitrato de uranio en hexafluoruro. Todos los demás costes de reelaboración, sin embargo, fueron estimados sobre las bases contenidas en "Costs of Nuclear Power". En estos se incluyen

30



5 cargos por conversión del nitrato de plutonio en metal y pérdidas asociadas, lo que no constituye una operación necesaria cuando se considera el reciclado del plutonio. Por esta razón, las estimaciones de coste para los casos de elevada potencia por unidad de volumen del núcleo se efectuaron sobre una base más realista; usando un coste de conversión de 30,00 pesetas por gramo, incluidas pérdidas, para pasar del nitrato de plutonio al óxido de plutonio.

10 Para permitir una comparación directa con las estimaciones de costes contenidas en "Costs of Nuclear Power" no se incluyeron cargos por el coste del dinero para el capital circulante (costes de fabricación del elemento de combustible y del uranio para los casos de Pu). Dependiendo de la estructura fundamental del servicio, considerando instalaciones tales como estas, tales cargos podrían
15 suponer otros 0,6 a 1,8 céntimos/kwh.

306745

TABLA III

Costes del Ciclo de Combustible

Caso Número	Datos de Diseño y Actuaciones		Costos en céntimos/kwh									
	Datos de Diseño (1)	Contenido inicial de Pu recuento	Vida del núcleo me gavatiolos/Tonelada	Enriquecimiento de U inicial recuento	Flujo de Calor cm ² -h/cm ² -°C	Fabricación del Elemento Combustible	U Normal	Elaboración Química y Conversión	Transporte	Combinación Neta	Capitulo de Uso	Total
1	5,36 150 2,84 3,00	7,84	59.500	Normal	1.488.160 7.440.800	2,904 2,904	0,522 0,552	1,664 0,702	0,138 0,138	4,596 4,596	5,382 1,344	15,186 10,206
4	7 150 2,84 3,92	6,33	39.400	Normal	1.488.160 7.440.800	4,236 4,236	0,780 0,780	2,202 0,972	0,210 0,210	4,446 4,446	3,696 1,194	15,570 11,838
Técnica anterior 8	5,36 125 0,235 0,300	7,84	81.700	Normal	1.488.160 7.440.800	3,078 3,078	0,372 0,372	1,074 0,468	0,102 0,102	3,834 3,834	5,136 1,200	13,596 9,054
Técnica anterior APWR	5,36 69,1 1,30 3,0	0	7.550	3,4	1.488.160 7.440.800	11,034 11,034	- -	4,506 4,506	1,092 1,092	7,110 7,110	3,942 1,872	27,684 25,614
		0	13.000	2,57	-	5,16	-	2,112	0,216	5,352	4,620	17,446

(1) Por orden de: S/V
 (2a)
 mod / Sumh Ni Ni Ni
 Chanado / Sumh Ni Ni Ni





Para 1.488.160 calorías-centímetro/hora-cm²-°C, se ve que los costes totales del ciclo de combustible para la carga de uranio (técnica anterior) ascienden a 27,6 céntimos/kwh. En comparación, todos los casos de plutonio re-

5 lacionados producen costes correspondientes inferiores a 15,6 céntimo/kwh. Dicho más brevemente, sin esforzarse por una condición óptima, los costes totales del ciclo de combustible para una instalación comparable de primera generación PWR cargada con plutonio (en la práctica de este invento) son

10 solamente alrededor de la mitad de los que pueden lograrse con uranio ligeramente enriquecido. Por comparación, la segunda generación PWR, APWR con una carga de uranio de dos zonas y costes de fabricación reducidos dá unos costes totales del ciclo de combustible de 17,4 céntimos/kwh según

15 han sido calculados por el diseñador. Los costes de plutonio para una instalación de primera generación son aún más bajos que esta cifra.

Del exámen de los componentes individuales del coste resulta que el artículo de coste más elevado para

20 los casos del plutonio es el capítulo del uso. Este sólo puede ser reducido apreciablemente aumentando la potencia por unidad de volúmen del núcleo; es decir, usando elementos de combustible con relaciones más altas de superficie a volúmen o aumentando la conductividad térmica del combustible y aumentando el flujo de calor. Quizás esté indicada

25 la refrigeración con metal líquido. Esta es la razón por la que los costes de combustible fueron también estimados usando una densidad de potencia del núcleo cinco veces mayor. En esto no se toman en consideración posibles efectos secundarios que pueden surgir debido a las mayores temperaturas de

30



17 FEB. 1965

5 funcionamiento requeridas para conseguir tales densidades de potencia. Se señala que estos efectos secundarios pueden incluso resultar beneficiosos. Estos cálculos para elevadas potencias por unidad de volumen del núcleo muestran que, para los casos del plutonio, los costes totales de combustible pueden disminuirse a menos de 12 céntimos/kwh. Es de hacer notar que un cálculo similar en el sistema que utiliza uranio como combustible revela tan sólo un ahorro nominal en el coste.

10 El siguiente artículo individual de coste más elevado para los gastos del plutonio es el capítulo de combustión. Presumiblemente, este puede disminuirse algo cuando la retícula se acerca más a la óptima, por control de desplazamiento espectral, mediante el uso de revestimiento chapado absorbente de parásitos y moderador bajos
15 como los indicados por los resultados del caso 7, o por funcionamiento durante un período de la vida más corto. Cada una de estas posibilidades debe ser equilibrada, desde luego, frente a los aumentos de coste asociados en
20 otros campos.

El tercer artículo de coste individual más elevado para los casos del plutonio es el coste de fabricación del elemento de combustible. Puesto que estos costes unitarios se tomaron como el doble de los costes unitarios
25 para la primera generación de elementos de combustible de óxido de uranio, hay aquí grandes posibilidades de mejora. Procedimientos de fabricación relativamente sencillos, que son fácilmente adaptables para operaciones futuras, pueden disminuir estos costes significativamente.

30 Determinemos ahora cualitativamente la posible



influencia sobre estos costes de los efectos que no han sido considerados todavía.

5 La experiencia presente indica que los elementos de combustible de óxido de uranio están probablemente limitados a una vida de aproximadamente 60.000 megavatios-día/tonelada por daños por radiación. Si se acepta esta limitación, ciertamente no pueden alcanzarse en el momento actual las vidas de núcleo medias anteriormente consideradas. El exámen de la Tabla III, muestra que
10 tal limitación no afectará apreciablemente a los costes de combustible de plutonio. Ello puede verse comparando el caso 1 que tiene una vida de núcleo de 57.500 megavatios-día/tonelada con el caso 4 que tiene una vida de núcleo de solamente 39.400 megavatios-día/tonelada. Para estos dos
15 casos, los costes totales del ciclo de combustible son esencialmente idénticos. Si se limitase la vida del núcleo a una específica por daños por radiación, se disminuiría el inventario de plutonio de manera correspondiente, por consiguiente disminuiría también el capítulo de uso; además, disminuiría el capítulo de quema debido a la menor
20 absorción parásita de productos de fisión. Estas economías en los costes podrían entonces usarse para compensar los mayores costes en que se incurre por los otros artículos individuales del coste.

25 Los efectos del flujo no uniforme son contrarrestados de una manera similar naturalmente con plutonio. Por ejemplo, consideremos un reactor uniformemente cargado. Inicialmente, el flujo será mayor junto al centro; por consiguiente, el plutonio tenderá a quemarse más rápidamente en esa región. A medida que continúa el funciona-
30



miento, la k_{eff} local junto al centro no disminuirá apreciablemente (al contrario que el comportamiento del uranio) y puede incluso aumentar si la absorción de productos de fisión es menor que la que se ha supuesto aquí de un modo general; por consiguiente, la reactividad total del sistema tenderá a permanecer como se ha calculado sobre una base uniforme, o puede ser todavía mayor. La vida del núcleo correspondiente a un enriquecimiento dado, será, por consiguiente, aproximadamente tan grande o mayor que la previamente calculada. Además, debido a la quema más rápida junto al centro, la absorción local estará disminuída; por consiguiente, el flujo pasará por un máximo algo más en este área. Sin embargo, la sección transversal de fisión macroscópica será relativamente baja debido a la combustión; por consiguiente, la generación de potencia junto al centro del núcleo tenderá a permanecer próxima al valor inicial. De estas consideraciones se verá que una distribución de flujo, no uniforme, tal como la que existe en un reactor uniformemente cargado, disminuiría en todo caso los costes del ciclo de combustible por bajo de los valores dados en la Tabla III y, además, no se plantearían problemas de importancia debido a los máximos de potencia.

De los resultados de costes dados en la Tabla III, puede determinarse el precio del plutonio que daría por resultado costes iguales del ciclo de combustible para sistemas con dotación de combustible de plutonio y uranio. Como ejemplo razonable, consideremos el caso 8 de carga de uranio y el caso 4 de carga de plutonio, funcionando en ambos a baja densidad de potencia. Si el precio del plutonio fuese de 1.338,00 pts./gramo, los costes del ciclo



de combustible de estos dos sistemas serían iguales a
22,56 céntimos/kwh. Si consideramos la unidad de segunda
generación APWR y el caso 4 hecho funcionar a la máxima
densidad de potencia, los costes del ciclo de combustible
5 serían iguales a 14,82 céntimos/kwh para un precio del
plutonio de 1.122,00 pesetas/gramo. Debe tomarse en con-
sideración que estos costes se obtuvieron sin efectuar es-
tudios a fondo sobre el óptimo de los sistemas de plutonio
y sin acreditar cualesquiera beneficios secundarios que
10 puedan obtenerse con el plutonio. Por ejemplo, los costes
de funcionamiento y de mantenimiento para un sistema que
utiliza plutonio como combustible pueden ser inferiores
debido a que sean necesarias menos interrupciones para
rotación o sustitución del combustible. Asimismo, una carga
15 de plutonio óptima puede dar por resultado requisitos de
control de ajuste aproximado de la reactividad apreciable-
mente inferiores; por consiguiente, podría obtenerse una
economía adicional de costes de capital. Dicho brevemente,
no puede efectuarse una estimación realista del valor del
20 plutonio como combustible hasta no haberse conseguido el
óptimo en una instalación de reactor completa.

- N O T A -

25 Los puntos de Invención propia, no nueva, pero
no establecida, practicada ni divulgada en España, que
se presentan para que sean objeto de esta solicitud de
Patente de Introducción, por DIEZ años, son los siguien-
tes:

30 1.- Un reactor nuclear que utiliza como combusti-



5 ble plutonio solo o con otros materiales fisionables y/o
fértiles, incluyendo dicho plutonio el isotopo Pu-240, es-
tando caracterizado dicho reactor porque la cantidad re-
lativa, en dichos otros materiales fisionables y/o férti-
les, de dicho Pu-240 y/o la moderación de dicho reactor
es tal que la sección transversal de absorción de neutro-
nes microscópica efectiva de la parte de dicho Pu-240 que
está en cualquier momento en estado no convertido dis-
minuye sustancialmente cuando el tiempo del funcionamiento
10 de dicho reactor aumenta, siendo suficiente dicha dismi-
nución para compensar sustancialmente la pérdida de reac-
tividad asociada con la acumulación de producto de fisión
durante dicho funcionamiento.

15 2.- Un reactor nuclear según la reivindicación 1,
caracterizado porque el reactor se hace funcionar en el
margen en el cual la reactividad inicial del reactor
aumenta cuando el contenido de plutonio disminuye.

20 3.- Un reactor nuclear según las reivindicaciones
1 ó 2, con un núcleo de forma en general circularmente
simétrica que tiene una pluralidad de zonas radialmente
desplazadas de isotopos reactivos, caracterizado porque
para el fin de conservar neutrones el enriquecimiento
inicial de plutonio de cada zona aumenta en función de la
distancia de dicha zona últimamente mencionada al centro
25 del reactor.

30 4.- Un reactor nuclear según las reivindicaciones
1 ó 2, con un núcleo de forma en general circularmente
simétrica que tiene una pluralidad de zonas radialmente
desplazadas de isotopos reactivos, caracterizado porque
al objeto de minimizar la disminución de la salida de



energía en función de la distancia al centro de dicho reactor, el enriquecimiento inicial de plutonio de cada zona disminuye en función de la distancia de dicha zona últimamente mencionada al centro del reactor.

5 5.- Un reactor nuclear según las reivindicaciones 1 ó 2, con un núcleo de forma en general circularmente simétrica que tiene una pluralidad de zonas radialmente desplazadas de isotopos reactivos, caracterizado porque al objeto de conservar neutrones, el enriquecimiento inicial
10 de plutonio de cada zona es sustancialmente constante en todo el citado reactor, pero la cantidad de moderador por volumen unidad de núcleo disminuye en función de la distancia de dicha zona últimamente mencionada al centro del reactor.

15 6.- Un reactor nuclear según las reivindicaciones 1 ó 2, con un núcleo de forma en general circularmente simétrica que tiene una pluralidad de zonas radialmente desplazadas de isotopos reactivos, caracterizado porque al
20 objeto de minimizar la disminución de la salida de energía en función de la distancia al centro de dicho reactor, el enriquecimiento inicial de plutonio de cada zona es sustancialmente constante en todo el citado reactor pero la cantidad de moderador por volumen unitario de núcleo
25 aumenta en función de la distancia de dicha zona últimamente mencionada al centro del reactor.

30 7.- Un reactor nuclear según las reivindicaciones 1 ó 2, caracterizado porque la temperatura efectiva de neutrones en dicho reactor se varía por medios externos en función del tiempo de funcionamiento del reactor para minimizar la variación de reactividad de dicho reactor



17 FEB. 1965

durante su funcionamiento.

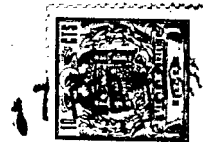
5 8.- Un reactor nuclear según la reivindicación 7 en el que la reactividad disminuye durante el funcionamiento del reactor, caracterizado porque la temperatura efectiva de neutrones en dicho reactor se hace disminuir por medios externos, en función del tiempo de funcionamiento del reactor para reducir la disminución de reactividad de dicho reactor durante su funcionamiento.

10 9.- Un reactor nuclear según la reivindicación 7 en el que la reactividad aumenta inicialmente y luego disminuye durante el funcionamiento del reactor, caracterizado porque la temperatura efectiva de neutrones en dicho reactor se aumenta inicialmente y luego se disminuye por medios externos en función del tiempo de funcionamiento del reactor para reducir el aumento inicial y subsiguiente disminución de reactividad de dicho reactor durante su funcionamiento.

15 10.- Un reactor nuclear según las reivindicaciones 1 ó 2, con un núcleo de forma en general circularmente simétrica que tiene una pluralidad de zonas radialmente desplazadas de isótopos reactivos y que tiene un agente de refrigeración moderador, cuyo agente de refrigeración puede ser el moderador mismo o un agente de refrigeración separado que se hace pasar a través de un moderador tal como grafito por ejemplo, caracterizado porque al objeto de conservar neutrones el agente de refrigeración pasa sucesivamente de zona a zona entrando en el reactor en la zona más interior y dejando al reactor en la zona más exterior.

25 30 11.- Un reactor nuclear según la reivindicaciones 1 ó 2, con un núcleo de forma en general circularmente





simétrica que tiene una pluralidad de zonas radialmente
desplazadas de isotopos reactivos y que tiene un agente de
refrigeración del moderador, cuyo agente de refrigeración
puede ser el moderador mismo o un agente de refrigeración
5 separado que se hace pasar a través de un moderador tal
como grafito por ejemplo, caracterizado porque al propó-
sito de minimizar la disminución de la salida de energía
en función de la distancia al centro de dicho reactor, el
agente de refrigeración pasa sucesivamente de zona a zona
10 entrando en el reactor en la zona más exterior y dejando
el reactor en la zona más interior.

12.- Un reactor nuclear.

Tal y como se ha descrito en la Memoria
que antecede, representado en los dibujos que se acompañan
15 y con los fines que se han especificado.

Esta Memoria consta de cuarenta y cuatro
hojas escritas a máquina por una sola cara.

Madrid,

P.A.

17 FEB. 1966

Alberto de Euzkadi
Por Poder

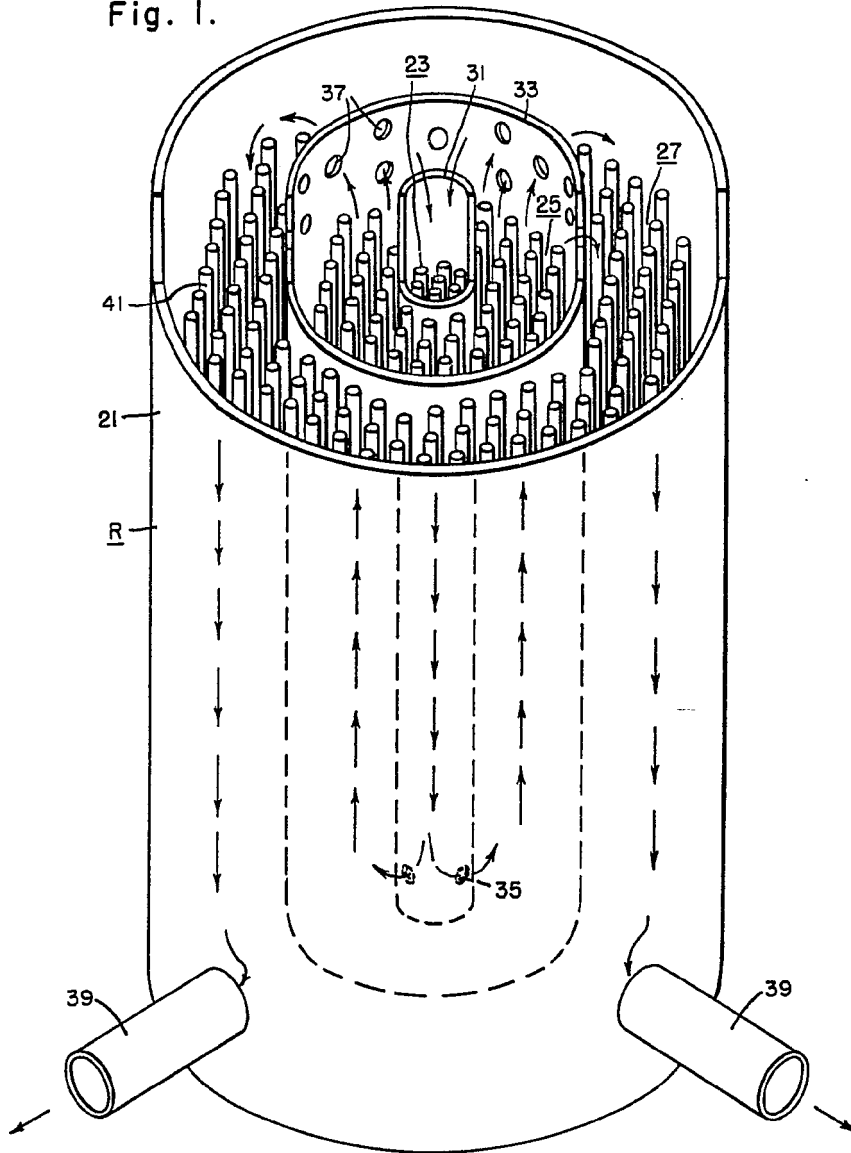
f.b.

306745

17

306745

Fig. 1.



Alberto de Elizalde
Por Poder.

306745

Fig. 2.

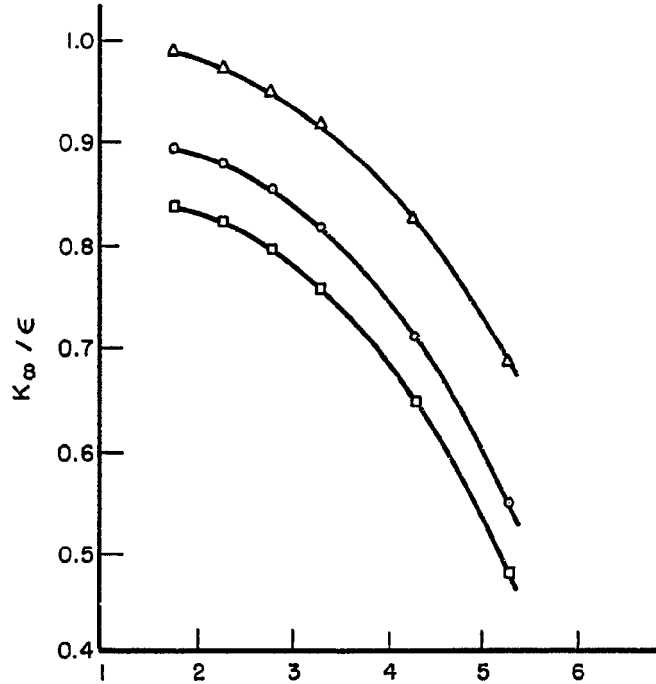
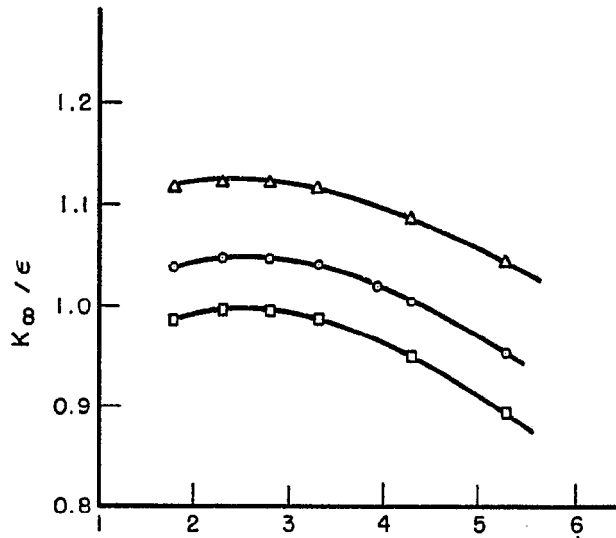


Fig. 3.



[Handwritten signature]
Dr. P. B. ...

ESCALA VARIABLE

306745



Fig. 4.

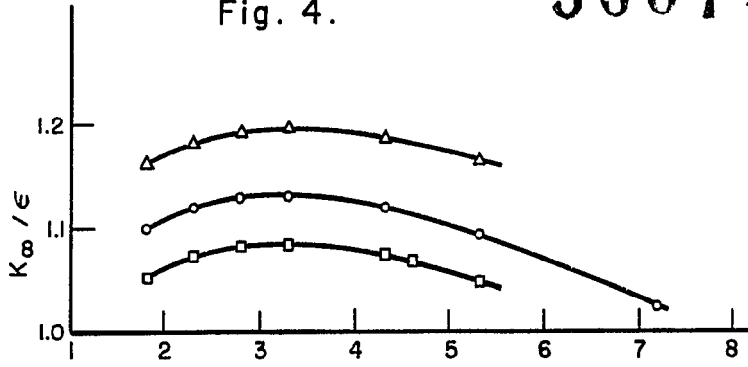


Fig. 5.

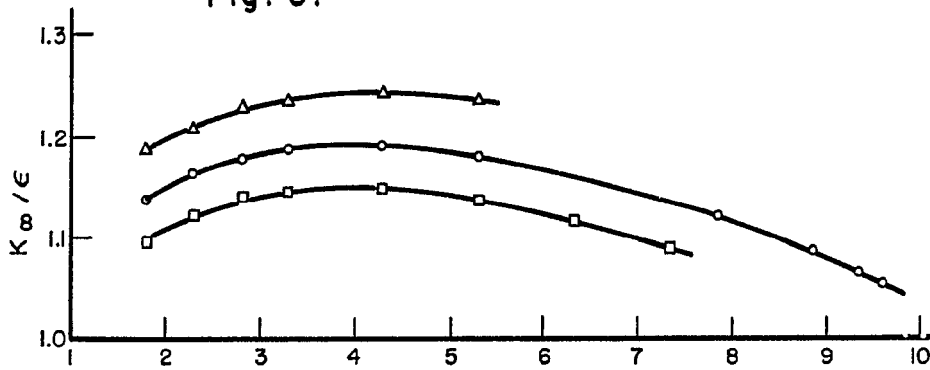
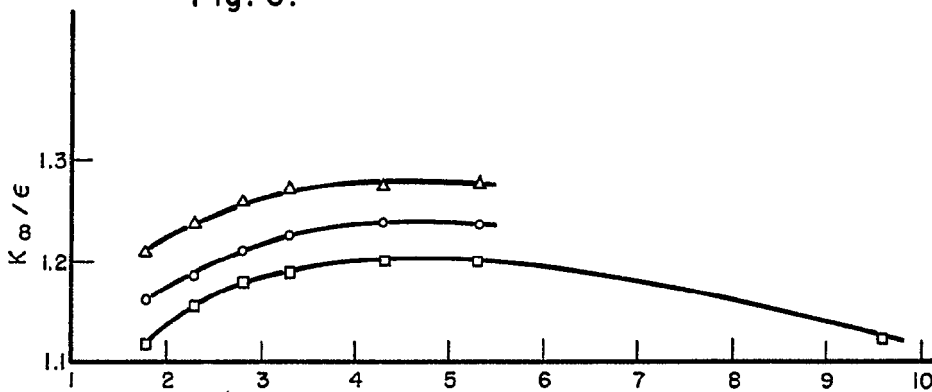


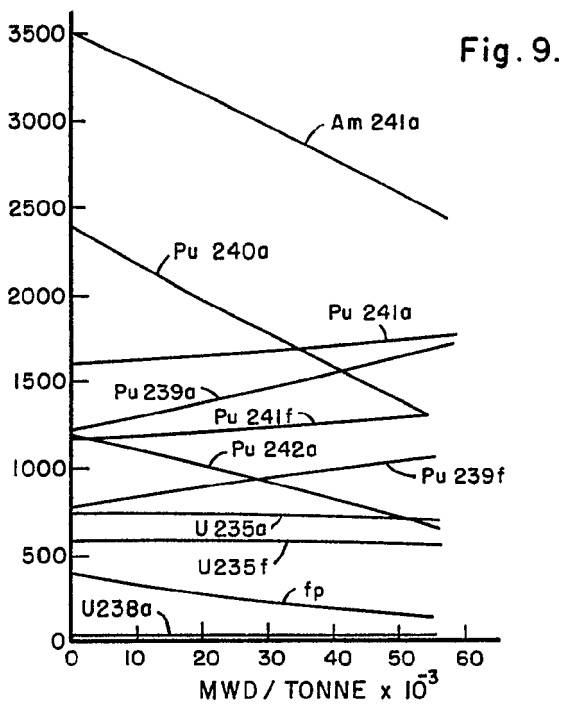
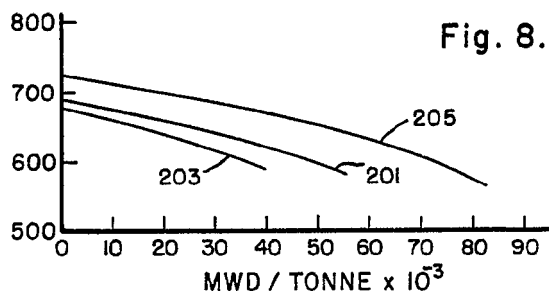
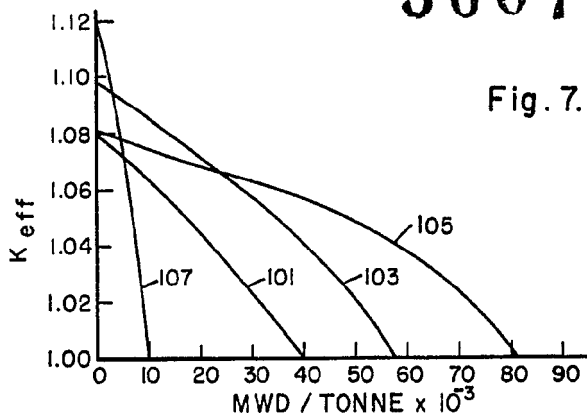
Fig. 6.



Handwritten signature
 Alberto J. Santoro
 POC POC



306745 17 FEB



Agency of Elizabeth
Por Poder

306745

17 FEB 1953



Fig. II.

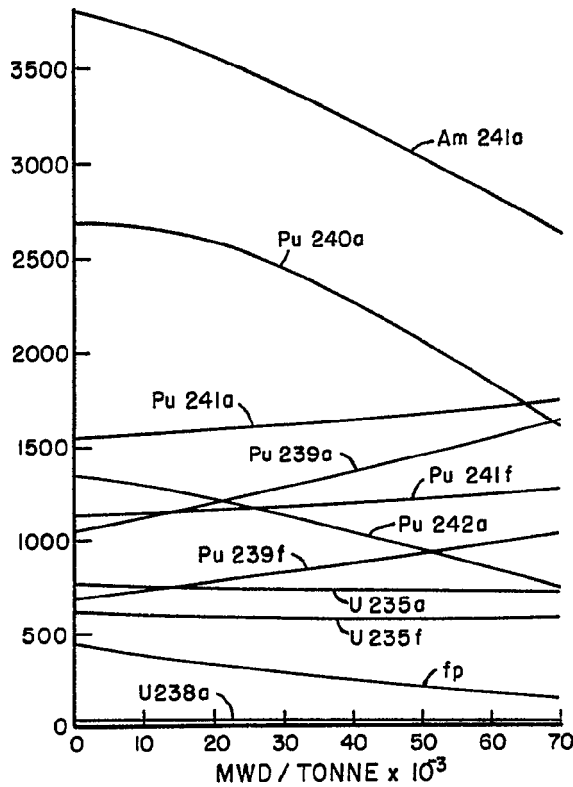


Fig. 10.

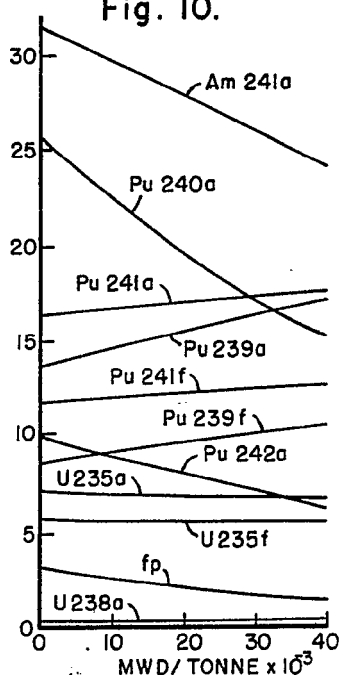
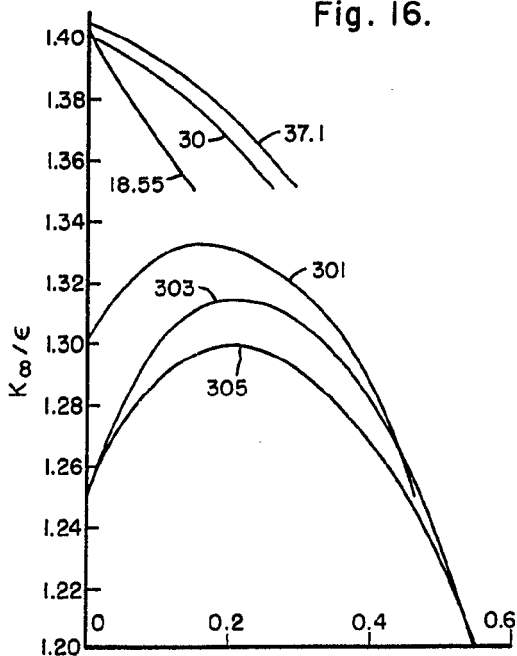


Fig. 16.



*Alberto de S. ...
Por Poder*

SCALA VARIABLE

306745 17F

Fig. 12.

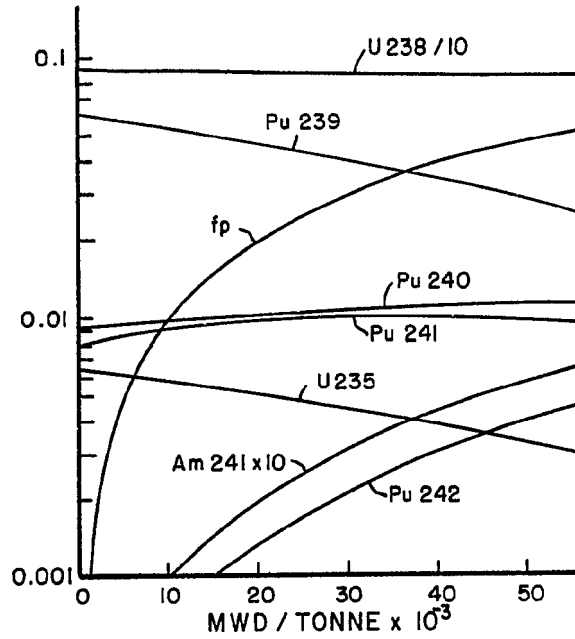


Fig. 13.

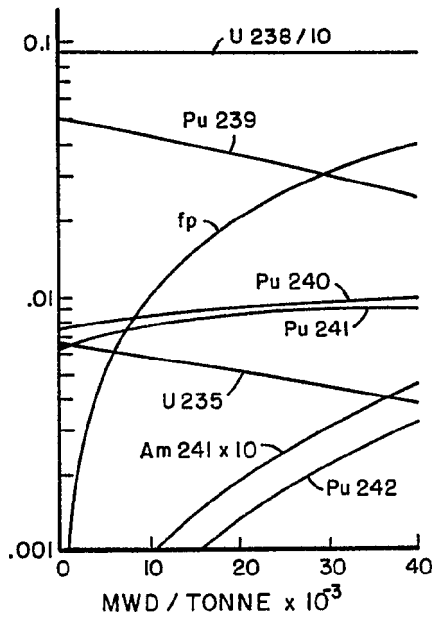
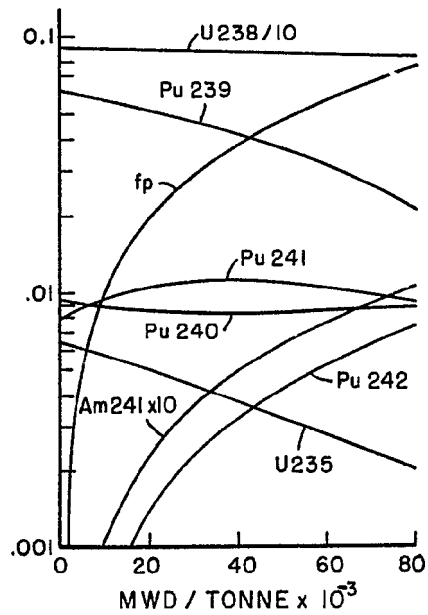


Fig. 14.

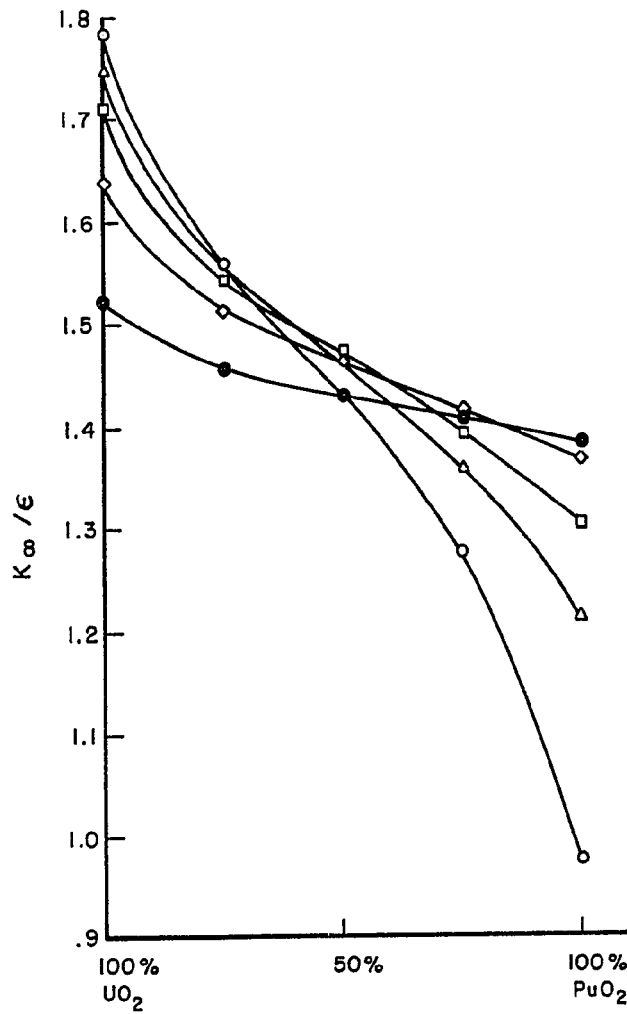


Allegato in chiusura
Per l'ufficio

306745

17

Fig. 15.



Approved for Release
For Post