

19



OFICINA ESPAÑOLA DE
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **2 592 889**

51 Int. Cl.:

G21C 17/06 (2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

86 Fecha de presentación y número de la solicitud internacional: **22.05.2007 PCT/US2007/012334**

87 Fecha y número de publicación internacional: **27.11.2008 WO08143620**

96 Fecha de presentación y número de la solicitud europea: **22.05.2007 E 07874054 (5)**

97 Fecha y número de publicación de la concesión europea: **06.07.2016 EP 2044594**

54 Título: **Procedimiento para la predicción de defectos de combustible en reactores de agua ligera utilizando un indicador de estado de combustible**

30 Prioridad:

21.07.2006 US 490959

45 Fecha de publicación y mención en BOPI de la traducción de la patente:

02.12.2016

73 Titular/es:

**AREVA INC. (100.0%)
3315 Old Forest Road
Lynchburg, VA 24501, US**

72 Inventor/es:

**POP, MIHAI, G.M. y
LOCKAMON, BRIAN, GLENN**

74 Agente/Representante:

PONTI SALES, Adelaida

ES 2 592 889 T3

Aviso: En el plazo de nueve meses a contar desde la fecha de publicación en el Boletín Europeo de Patentes, de la mención de concesión de la patente europea, cualquier persona podrá oponerse ante la Oficina Europea de Patentes a la patente concedida. La oposición deberá formularse por escrito y estar motivada; sólo se considerará como formulada una vez que se haya realizado el pago de la tasa de oposición (art. 99.1 del Convenio sobre Concesión de Patentes Europeas).

DESCRIPCIÓN

Procedimiento para la predicción de defectos de combustible en reactores de agua ligera utilizando un indicador de estado de combustible.

5

CAMPO DE LA INVENCION

[0001] La presente invención se refiere a conjuntos de combustible para Reactores de agua ligera (LWR, por sus siglas en inglés). Más específicamente, la presente invención proporciona una metodología para evaluar mediante un índice el estado de las varillas y los conjuntos de combustible de las centrales de LWR después de un tiempo dado de funcionamiento bajo unas ciertas condiciones de calor y flujo neutrónico y unas ciertas condiciones químicas del agua.

INFORMACIÓN GENERAL

15

[0002] La integridad del combustible en los Reactores de agua ligera es esencial para la seguridad global de los reactores nucleares. La integridad estructural del combustible constituye una barrera primaria a la liberación de productos de fisión en el medio ambiente, permitiendo evitar que se ponga en peligro la integridad estructural del combustible durante un ciclo de combustible. Se puede evitar que se vea comprometida la integridad del combustible (es decir, los fallos en las varillas de combustible) mediante una serie de medidas tomadas por el fabricante de combustible y/o el operador, tales como la realización de inspecciones visuales de parada de recarga en las varillas de combustible con el equipo subacuático, el cambio de las varillas de combustible, etc. Las varillas de combustible también son objeto de un seguimiento en cuanto a su respectiva posición y al tiempo de residencia en el núcleo, de modo que cuando en una varilla de combustible se alcanza una cierta cantidad de combustible agotado, el conjunto de combustible afectado deja de emplearse en el reactor.

[0003] Aunque se hace todo lo posible para predecir los fallos de las varillas de combustible, se ha encontrado ninguna metodología precisa para la predicción de dichos fallos en base a las características de funcionamiento. Factores tales como el grado de utilización de la varilla de combustible o la composición química del agua del reactor afectan a la capacidad de la varilla de combustible para resistir las cargas estructurales. La modificación del uso de la varilla de combustible (esto es, el uso de la misma en otra posición del reactor) aumenta aún más la variabilidad del potencial de fallo de la varilla. Para evitar consecuencias no deseadas de los fallos de las varillas de combustible, los operadores de las centrales nucleares siempre deciden descargar los elementos de combustible al menor signo de posibilidad de daños futuros. Ello reduce la rentabilidad de la central de energía nuclear.

[0004] También existe la necesidad de proporcionar un procedimiento para predecir los fallos de las varillas de combustible en conjuntos de combustible nuclear.

[0005] Además, es también necesario proporcionar una metodología para evaluar la integridad de las varillas de combustible durante la vida útil del combustible en un momento dado, como por ejemplo durante una parada para reabastecimiento de combustible.

[0006] El documento US4894202 describe un procedimiento de inhibición de las sustancias radiactivas para evitar su elución en el agua de refrigeración en una planta nuclear. Este procedimiento evalúa el porcentaje del revestimiento del combustible cubierto de depósitos de suciedad (CRUD). Se tiene en cuenta también el flujo de calor experimentado por el revestimiento.

RESUMEN

50

[0007] La presente invención tiene por objetivo proporcionar una metodología para evaluar la importancia de los cambios/las alteraciones de la central con respecto a la integridad de las varillas de combustible.

[0008] Otro de los objetivos de la presente invención es proporcionar una metodología para evaluar la integridad de las varillas de combustible durante la vida útil del combustible en un momento dado, como por ejemplo durante una parada de reabastecimiento de combustible.

[0009] Los objetivos de la presente invención se consiguen mediante un procedimiento según la reivindicación 1.

BREVE DESCRIPCIÓN DE LOS DIBUJOS

[0010]

5

La figura 1 es un diagrama de Venn de los factores que contribuyen a los fallos de combustible en Reactores de agua ligera.

10 La Figura 2 es un diagrama de flujo de un procedimiento para la predicción de fallos en las varillas de combustible y la evaluación de la integridad de las varillas de combustible.

La Figura 3 es una representación de un material de bajo factor de depósito colocado sobre una interfaz de red de varilla de combustible/separador.

15 La Figura 4 es una representación de un material de depósito moderado colocado sobre una interfaz de red de varilla de combustible / separador.

La Figura 5 es una representación de un material fuertemente depositado colocado sobre una interfaz de rejilla de varilla de combustible/separador.

20

DESCRIPCIÓN DETALLADA

[0011] Haciendo referencia a la Figura 1, se proporciona un diagrama de Venn que describe los factores que afectan a la integridad general del combustible en una central de LWR. Se emplean tres factores diferentes relacionados entre sí en la metodología de la presente invención para determinar la probabilidad de violación de la integridad de las varillas de combustible en un reactor nuclear de agua ligera. La condición material de 10 de varillas de combustible individuales se utiliza junto con el deber (cantidad de uso) de las varillas de combustible 20 y el entorno 30 en el que las varillas de combustible tendrán que experimentar o habrán experimentado ya para determinar la probabilidad global de una violación de la integridad de la varilla de combustible o del conjunto en cuestión. En la zona de superposición triple 35 del material 10, el deber 20 y el entorno 30, cabe la posibilidad de que se vean comprometidas las varillas de combustible del reactor de agua ligera. En las regiones de solapamiento no triples que aparecen en el diagrama de Venn 40, la probabilidad de que las varillas de combustible del reactor de agua ligera se vean estructuralmente comprometidas es mínima, puesto que no se da la ocurrencia simultánea de todos los factores en una región crítica.

35

[0012] Con referencia a la Figura 2, un procedimiento 100 de acuerdo con la presente invención permite la identificación de las varillas de combustible del reactor de agua ligera que presentan o que presentarán un alto riesgo de problemas de integridad estructural durante un ciclo de combustible futuro o en el momento de la evaluación. La metodología 100 calcula un índice de condición de combustible 180 que es una medida de la porción de resistencia del elemento de combustible gastada en condiciones de funcionamiento realistas en una región térmicamente más estresada del elemento de combustible.

40

[0013] La presente metodología 100 utiliza los factores de flujo de calor de una varilla de combustible nuclear, el espesor de depósitos Chalk River Unidentified Deposits (CRUD) en una superficie de la varilla de combustible y el espesor del óxido en la varilla de combustible obtenido a partir de los tres factores de entorno 30, deber 20 y el material 10 para los factores descritos anteriormente.

45

[0014] Los factores de flujo de calor de una varilla de combustible nuclear, el espesor de los depósitos CRUD en la superficie de la varilla de combustible y el espesor del óxido de la varilla de combustible se utilizan para determinar la probabilidad de que la integridad de las varillas de combustible se vea comprometida ya que estos factores están relacionados entre sí. En concreto, el flujo de calor para una varilla de combustible afecta tanto el espesor del CRUD en la varilla de combustible como al espesor del óxido en la varilla de combustible.

50

[0015] Los cambios en las propiedades del CRUD en una varilla de combustible (por ejemplo, un aumento en el grosor de la capa de impurezas CRUD) resulta en un cambio en el flujo de calor, así como en la composición de óxido sobre la varilla de combustible. La cuantificación de un índice de estado del combustible 180 permite evaluar una varilla de combustible en un momento dado, incluyendo los distintos momentos a lo largo de un ciclo de combustible completo.

55

[0016] Los factores de flujo de la varilla de combustible nuclear, el espesor del CRUD en la superficie de la varilla de combustible y el espesor de óxido en la varilla de combustible se utilizan para determinar la probabilidad de que la integridad de las varillas de combustible se vea comprometida en la metodología de la presente invención. Los factores de ajuste incluyen, por ejemplo, el efecto de intervalo de intercambio de secuencia, la madurez del CRUD y la composición química del agua de alimentación.

[0017] El índice de estado del combustible, por lo tanto, como variable dependiente del tiempo, se expresa como:

10 Flujo más elevado del conjunto/Flujo maximizado + Depósito de funcionamiento/ Depósito maximizado + Espesor del óxido de funcionamiento / Espesor de óxido maximizado = FCI

(1)

15 **[0018]** Tal y como se establece en la ecuación anterior (1), si el flujo de funcionamiento encontrado por cada varilla de combustible es equivalente al flujo máximo posible para dicha varilla, el depósito de funcionamiento (depósito CRUD) es equivalente al depósito máximo de CRUD para esa varilla y el espesor de óxido de funcionamiento medido para el elemento de combustible es equivalente al espesor máximo de óxido posible para el elemento, el valor del índice de estado del combustible es tres (3).

20 **[0019]** El uso de los factores anteriores, el índice de estado del combustible 180 se utiliza para indicar en cualquier momento dentro del período de vida útil del elemento de combustible la probabilidad de que la integridad de la varilla de combustible se vea comprometida, teniendo en cuenta que cuanto más cerca se encuentre el valor calculado de 3, más probable será que falle el combustible en cuestión.

25 **[0020]** En una realización ejemplar alternativa de la metodología de la presente invención, el estado del combustible 180 se define incorporando un factor de seguridad para garantizar la integridad constante de las varillas de combustible en el reactor. Para ello, se elige un margen del 20%, por ejemplo, permitiendo de este modo calcular el índice de estado del combustible como:

30 Flujo más elevado del conjunto / Flujo maximizado + Depósito de funcionamiento/ Depósito maximizado + Espesor del óxido de funcionamiento / Espesor de óxido maximizado $\leq 2,4$

(2)

35 **[0021]** En las ecuaciones anteriores, se tiene en cuenta el efecto del tiempo en tanto que el flujo máximo se considera en un tiempo diferente del tiempo (momento) de funcionamiento de interés. Cuando el tiempo de funcionamiento de los componentes de funcionamiento es el mismo para los tres términos de las ecuaciones, el flujo máximo; el depósito máximo y el espesor de óxido máximo se obtienen todos en diferentes momentos desde el inicio de la operación o, si se utilizan datos históricos sobre el combustible, durante toda la vida útil del elemento combustible. Por lo tanto, en cada punto de funcionamiento, se consigue un valor diferente del índice de estado del combustible. Pueden llevarse a cabo diversos cálculos del índice de estado de combustible para estudiar una tendencia de la varilla de combustible o el conjunto en cuestión. El índice de estado del combustible también puede representarse gráficamente en el tiempo para determinar el valor máximo del índice de estado del combustible para una varilla de combustible o conjunto específicos. Estos datos se pueden utilizar para determinar si la varilla de combustible o el conjunto deben ser retirados de servicio.

50 **[0022]** El tiempo asíncrono de los valores máximos de los tres elementos que influyen en el índice de combustible es una característica del índice de estado del combustible del reactor de agua ligera 180 y es por lo tanto útil no sólo para determinar el estado actual de los elementos de combustible (varillas) en un reactor, sino también para predecir la integridad de esos elementos de combustible para un siguiente ciclo de combustible.

[0023] Teniendo en cuenta el efecto del tiempo de manera explícita, la ecuación anterior pasa a:

$$\sum_{i=1}^m \left(\frac{\text{Flujo de calor de funcionamiento}_i}{m \times \text{Flujo de calor máximo}} + \frac{\text{Depósito de funcionamiento}_i}{m \times \text{Depósito máximo}} + \frac{\text{Espesor del óxido de funcionamiento}_i}{m \times \text{Espesor de óxido maximizado}} \right) \leq 2,4 \quad (3)$$

[0024] Los valores obtenidos en esta ecuación tres (3) se calculan como promedio para la vida útil de los depósitos. Como m = número total de meses durante los que el elemento combustible se mantuvo en el reactor, los 5 valores de funcionamiento corresponden a cada mes de funcionamiento.

[0025] El promedio, tal y como se presenta en la ecuación (3), da un valor para el índice de estado del combustible menos conservador que el valor del índice de estado del combustible en la ecuación (2).

10 **[0026]** En la metodología de la presente invención, los factores de ajuste se combinan con los términos de base en la ecuación 3 para formar el siguiente modelo integrado de estado (en un momento dado):

$$\text{Flujo más elevado del conjunto} / \text{Flujo maximizado B} + \text{Depósito de funcionamiento} / \text{Depósito maximizado C} + \text{Espesor del óxido de funcionamiento} / \text{Espesor de óxido maximizado D} = \text{FCI}$$

15

(4)

[0027] Donde los factores de ajuste son:

20 B = Factor de ajuste de flujo

C = Factor de ajuste del depósito CRUD, incluida la composición química del depósito

D = Factor de ajuste del diseño del combustible

25

FCI = Índice de estado del combustible

[0028] En base a los cálculos y según se confirma por comparación con los datos reales de la central, los factores B, C y D tienen valores de entre 0,3 y 1,4.

30

[0029] Se realiza una selección de los factores de ajuste para permitir la identificación del peso de cada factor para determinar los factores más importantes en términos de su impacto individual sobre la integridad del combustible.

35 **[0030]** Se lleva a cabo la selección del peso de los diversos factores de ajuste para mantener un índice de equilibrado donde se identifiquen y se evalúen las condiciones del entorno real. Por esta razón, el promedio de los distintos factores de ajuste se utiliza para modificar los factores de base. Cada término del modelo tiene un valor máximo de 1,2 y un valor mínimo práctico de 0,64 (para una central con un margen del 20%). Como consecuencia, el índice de estado del combustible para la mayoría de las centrales nucleares estará entre 1,9 y 3,6.

40

[0031] Tal y como se obtiene a través de pruebas de elementos de combustible reales llevadas a cabo en reactores de energía nuclear, las instalaciones de reactores nucleares se dividen en centrales de ciclo de riesgo alto, medio y bajo, dividiendo el rango esperado del índice de estado del combustible (de 1,9 a 3,6) en tres partes para proporcionar constantes de índice. Este resultado da lugar a las siguientes clasificaciones:

45

- FCI ≥ 3,0 = estado de riesgo alto

- FCI de 2,4 a 2,9 = estado de riesgo medio

50

- FCI < 2,4 = estado de riesgo bajo

[0032] El FCI se puede usar, sin límite, para llevar a cabo una evaluación preliminar de las condiciones de funcionamiento en el combustible (cambios, secuencia de intercambio, composición química del agua, etc.) antes de

(o sin) realizar un análisis detallado. El índice del estado del combustible también puede servir para estimar los riesgos asociados con el suministro de combustible a una central en la que no hay experiencia operativa anterior. El índice de estado del combustible también se puede usar para estimar los riesgos de garantía para los fabricantes de combustible asociados con la superación de los límites de funcionamiento o si se necesita una operación de cambio durante un ciclo de combustible del reactor.

[0033] De acuerdo con una realización alternativa de la presente invención, el índice de estado del combustible 180 se determina para una central que no tiene datos sobre el espesor del depósito CRUD ni su morfología mediante la sustitución del segundo término del cálculo del Índice de estado del combustible por un Factor de depósito basado en el examen visual de los conjuntos de combustible conforme a lo dispuesto en la ecuación 5 incluida a continuación.

Flujo más elevado del conjunto / Flujo maximizado + B + Factor de depósito + Espesor del óxido de funcionamiento / Espesor de óxido maximizado D = FCI

15

(5)

[0034] El valor del factor de depósito presentado en la ecuación 5 depende del diseño del elemento de reactor que se vaya a evaluar y de la cantidad de CRUD que haya sobre el elemento. Tal y como se establece en la Figura 3, a una baja cantidad de CRUD sobre las varillas de combustible y sin una rejilla separadora se le asigna, por ejemplo, un valor de 0,6. Tal y como se ilustra en la Figura 4, se le asigna a un CRUD que cubre toda la superficie de varilla de combustible con un poco de CRUD en la rejilla separadora, por ejemplo, un valor de 8. Tal y como se ilustra en la Figura 5, a un conjunto con gruesas incrustaciones de CRUD y una sustancial cantidad de material en la varilla de combustible y la rejilla separadora se le asigna, por ejemplo, un valor de 1,2.

20

[0035] Operacionalmente, según se ve en la Figura 2, el procedimiento 100 para evaluar la integridad del combustible de reactor de agua en ebullición se lleva a cabo permitiendo el acceso en una piscina de combustible del reactor nuclear a al menos una varilla de combustible descargada y un conjunto de combustible nuclear 110. La varilla de combustible o el conjunto de combustible nuclear pueden formar parte de un nuevo conjunto de varilla/combustible o ser simplemente una varilla/un conjunto previamente en uso en un reactor. Si se utilizaron previamente la varilla de combustible o el conjunto de combustible nuclear, la varilla/el conjunto se separan de otras superficies de calentamiento del reactor para su tratamiento posterior tal y como se describe a continuación. Si se utiliza un conjunto de combustible nuclear, se pueden evaluar el conjunto al completo o las piezas individuales del mismo.

25

[0036] Los ingenieros del reactor determinarán/decidirán a continuación la posición prevista total de la varilla o el conjunto en el reactor nuclear. En base a la posición prevista (o real) del conjunto/de la varilla de combustible en el reactor, se calculará el flujo de funcionamiento de la varilla de combustible o del conjunto de combustible 120.

30

[0037] Si bien se separarán la varilla o el conjunto de combustible nuclear, se mide a continuación un espesor de CRUD en al menos una de las varillas de combustible y el conjunto de combustible nuclear 130. Se obtiene la medición, por ejemplo, raspando la parte exterior de al menos una varilla de combustible o del conjunto de combustible nuclear y midiendo el espesor de las raspaduras resultantes en un laboratorio en la metodología descrita como ejemplo. La medición también se puede obtener mediante un ensayo no destructivo (por ejemplo, ECT - técnica de corrientes Eddy).

35

[0038] Además de medir el espesor de CRUD de al menos una de las varillas de combustible y del conjunto de combustible nuclear, se mide también el espesor de óxido en al menos una varilla de combustible y en el conjunto de combustible nuclear 140 mediante ensayo ECT o mediante ensayo destructivo una celda caliente.

40

[0039] Considerando la ubicación prevista dentro del reactor, se calcula un flujo maximizado para al menos una varilla de combustible y el conjunto de combustible nuclear para la posición específica de al menos una varilla de combustible y el conjunto de combustible nuclear en un reactor nuclear 150. El flujo maximizado se calcula a lo largo de la porción térmicamente más estresada de la varilla o el conjunto.

45

[0040] A continuación se calcula el depósito maximizado que puede conseguirse para al menos una varilla de combustible y el conjunto de combustible nuclear en el reactor nuclear 160. El depósito maximizado se determina a través de la selección de la base de datos del peor depósito conocido al que el combustible hubiera sobrevivido durante su vida útil. El período de tiempo elegido puede ser un instante determinado o puede realizarse una

evaluación durante un ciclo de combustible.

5 **[0041]** Se obtiene un espesor de óxido maximizado que puede alcanzarse durante el período de tiempo en cuestión para al menos una varilla de combustible y el conjunto de combustible nuclear en el reactor nuclear 170 como el valor más pequeño entre los peores espesores de óxido medidos al final de la vida útil del elemento de combustible y el espesor de óxido máximo reglamentario admitido. El período de tiempo elegido puede ser un instante determinado o puede realizarse una evaluación durante el ciclo de combustible.

10 **[0042]** A continuación, se calcula el índice de estado del combustible de al menos una varilla de combustible y el conjunto de combustible nuclear 180. A continuación se compara el índice de estado del combustible calculado con una constante de índice 190.

15 **[0043]** Por último, se retiran de funcionamiento la varilla de combustible y el conjunto de combustible nuclear en cuestión 200 cuando el índice de estado del combustible es mayor que la constante de índice identificada como determinante de un estado de alto riesgo.

20 **[0044]** La presente invención proporciona una metodología que permite la cuantificación de las varillas de combustible/los conjuntos de combustible de alto riesgo. La metodología de evaluación mejora los procedimientos existentes, reduciendo en gran medida la probabilidad de fugas de combustible. La metodología de evaluación también minimiza el potencial de degradación de los sistemas de limpieza del agua del reactor.

25 **[0045]** El procedimiento de acuerdo con la presente invención también permite predecir futuras fugas en las varillas/conjuntos de combustible, a diferencia de las tecnologías de investigación visual actuales, que no tienen tal capacidad.

30 **[0046]** La metodología también permite a los operarios de las centrales nucleares satisfacer los requisitos de las agencias reguladoras que obligan a los operarios de centrales de energía nuclear a desarrollar procedimientos superpuestos fiables de evaluación de la integridad de las varillas de combustible en función de los cambios realizados en la central durante su funcionamiento.

35 **[0047]** En la memoria anterior, la invención se ha descrito con referencia a realizaciones ejemplificadoras específicas de la misma. Sin embargo, se podrán realizar diversas modificaciones y diversos cambios en la misma sin apartarse del alcance de la invención, tal y como se establece en las reivindicaciones adjuntas. La memoria y los dibujos tendrán por lo tanto un mero carácter ilustrativo y no restrictivo.

REIVINDICACIONES

1. Un procedimiento para evaluar la integridad del combustible en reactores de agua ligera que comprende:
- 5 el acceso en una piscina de combustible del reactor nuclear a al menos una varilla de combustible descargada y un conjunto de combustible nuclear descargado;
- el cálculo de un flujo de calor de funcionamiento (Flujo más elevado del conjunto) experimentado por al menos una varilla de combustible o un conjunto de combustible nuclear;
- 10 la medición de un espesor de CRUD (Depósito de funcionamiento) en al menos una varilla de combustible o un conjunto de combustible nuclear;
- 15 la medición de un espesor de óxido (Espesor del óxido de funcionamiento) en al menos una varilla de combustible o un conjunto de combustible nuclear;
- el cálculo de un flujo de calor maximizado (Flujo maximizado) para al menos una varilla de combustible o un conjunto de combustible nuclear para una posición de al menos una varilla de combustible o un conjunto de combustible nuclear en el reactor nuclear durante la vida útil del conjunto de combustible nuclear, donde el flujo de calor maximizado se calcula en la porción térmicamente más estresada de la varilla o del conjunto;
- 20 el cálculo de un depósito CRUD maximizado (Depósito maximizado) para al menos una varilla de combustible o un conjunto de combustible nuclear en el reactor nuclear, donde el depósito CRUD maximizado se calcula mediante la selección del peor depósito conocido al que hubiera sobrevivido el combustible durante su vida útil;
- 25 el cálculo del espesor de óxido maximizado (Espesor de óxido maximizado) para al menos una varilla de combustible o un conjunto de combustible nuclear en el reactor nuclear, donde dicho espesor de óxido maximizado se obtenga como el valor menor entre el espesor de óxido peor medido al final de la vida útil del elemento de combustible y el espesor de óxido máximo regulatorio admitido;
- 30 el cálculo de un índice de estado del combustible de al menos una varilla de combustible o un conjunto de combustible nuclear, calculándose el índice de estado del combustible como:
- 35
$$\text{Flujo más elevado del conjunto} \text{ Flujo maximizado B} + \text{Depósito de funcionamiento} \text{ Depósito maximizado C} + \text{Espesor del óxido de funcionamiento} \text{ Espesor de óxido maximizado D} = \text{FCI}$$
- donde B, C, y D son factores de flujo, CRUD y ajuste de diseño de combustible; comparando el índice de estado del combustible con un índice constante A; y
- 40 la retirada de al menos una varilla de combustible y el conjunto de combustible nuclear de funcionamiento cuando el índice de estado del combustible es mayor que la constante del índice.
2. El procedimiento según la reivindicación 1, donde el índice de estado del combustible (FCI) se calcula como $(\text{Flujo más elevado del conjunto}/\text{Flujo maximizado}) + (\text{Depósito de funcionamiento}/\text{Depósito maximizado}) + (\text{Espesor del óxido de funcionamiento}/\text{Espesor de óxido maximizado}) = \text{FCI}$
- 45
3. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 2, donde la constante del índice tiene un valor de 3,0.
- 50
4. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 1, donde los factores de ajuste tienen valores de entre 0,3 y 1,4.
5. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 1, donde los reactores nucleares se dividen en centrales de ciclo de riesgo alto, medio y bajo riesgo, dividiendo un rango esperado del índice de estado del combustible (FCI) en tres partes, donde con un rango esperado de entre 1,9 y 3,6 un $\text{FCI} \geq 3,0$ indica una central de ciclo de alto riesgo, un FCI de entre 2,4 y 2,9 indica una central de ciclo de riesgo medio, y un $\text{FCI} < 2,4$ indica una central de ciclo de bajo riesgo.

6. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 1, donde el reactor de agua ligera es un reactor de agua en ebullición y un reactor de agua a presión.

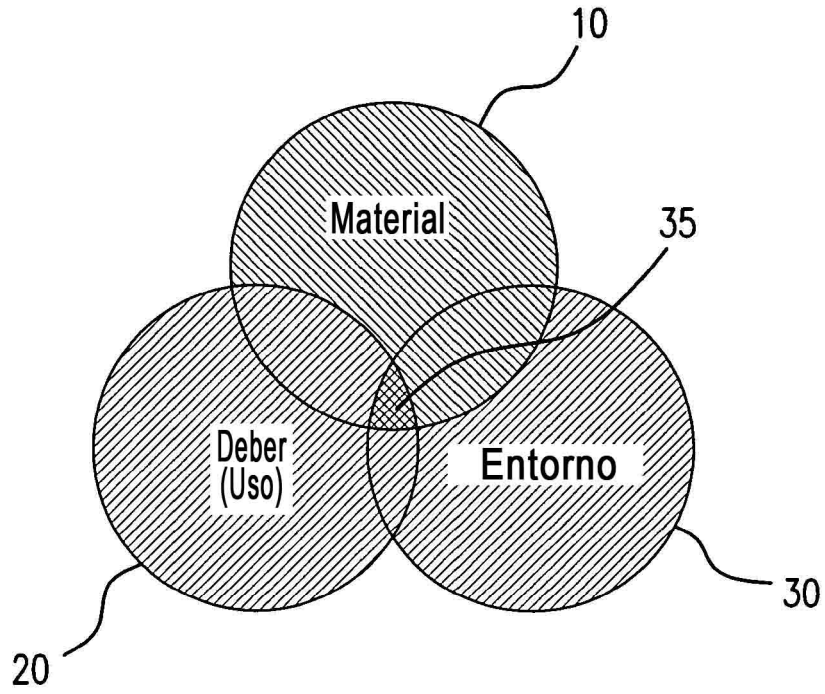


FIG. 1

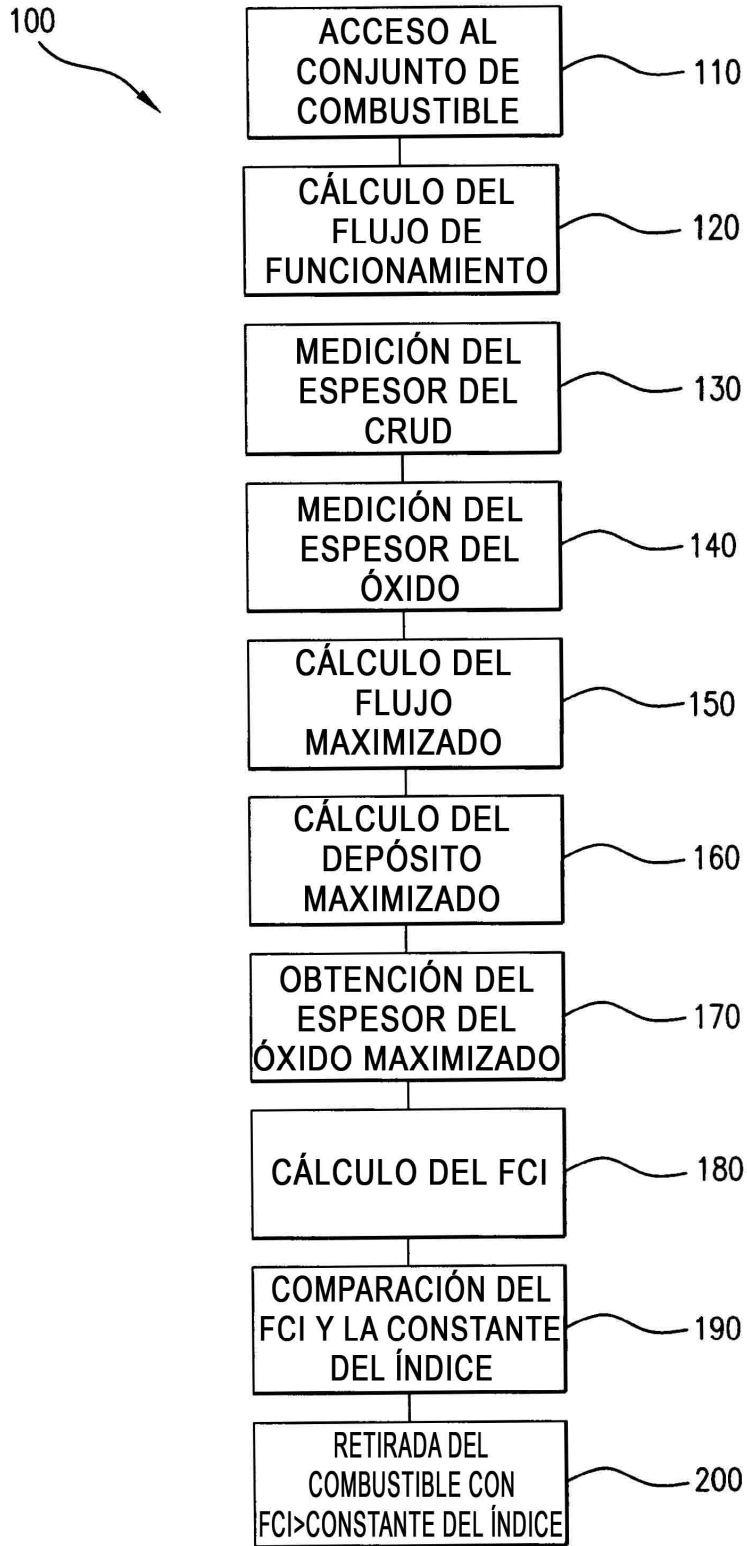


FIG.2

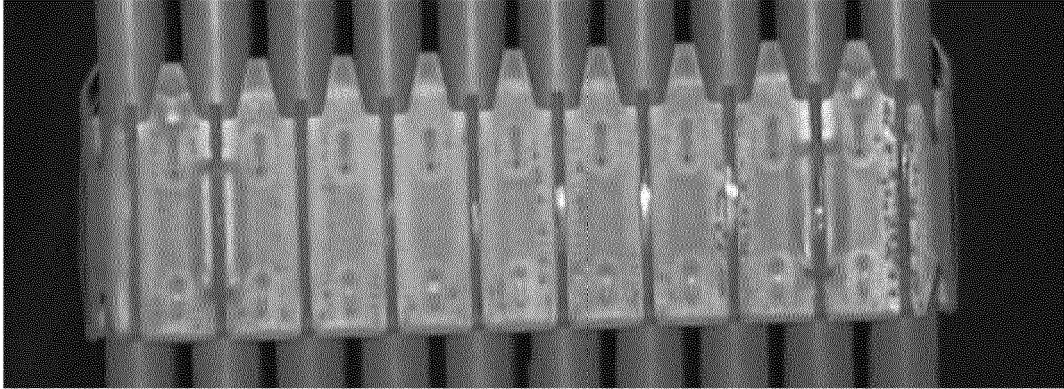


FIG. 3

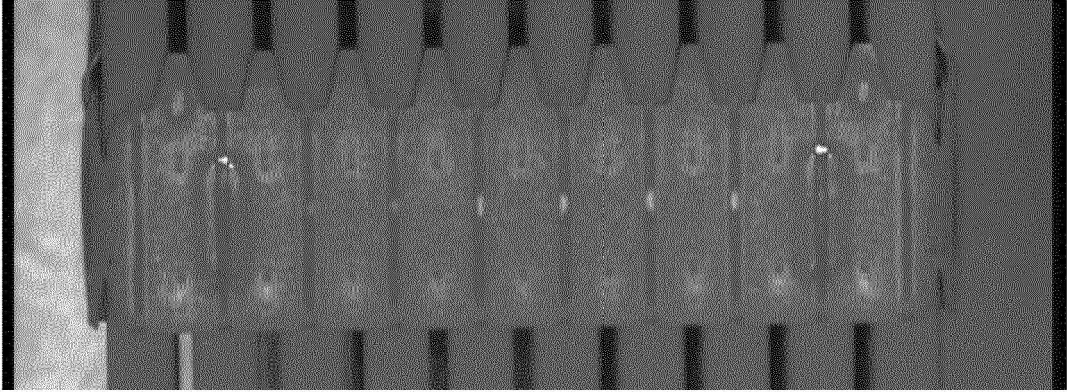


FIG. 4

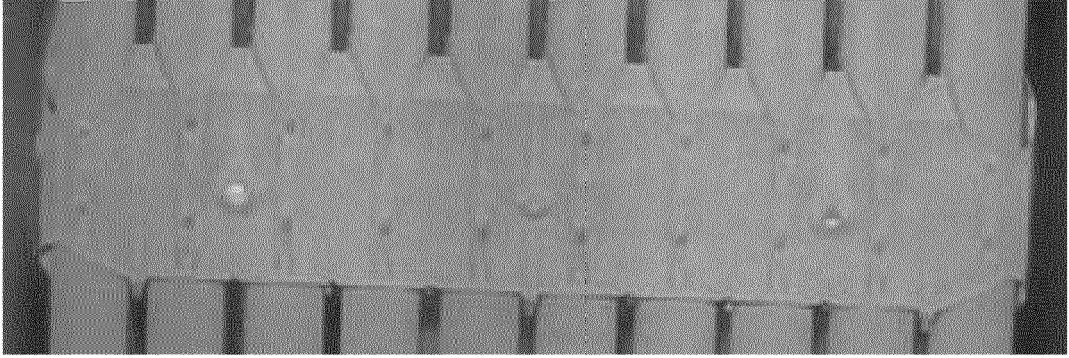


FIG. 5