

19



OFICINA ESPAÑOLA DE
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **2 371 771**

51 Int. Cl.:
G21C 7/08 (2006.01)
G21D 3/04 (2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

- 96 Número de solicitud europea: **06253390 .6**
96 Fecha de presentación: **29.06.2006**
97 Número de publicación de la solicitud: **1739684**
97 Fecha de publicación de la solicitud: **03.01.2007**

54 Título: **PROCEDIMIENTO DE REDUCCIÓN DEL TIEMPO DE PARADA DE EMERGENCIA DE UN REACTOR NUCLEAR.**

30 Prioridad:
30.06.2005 US 169916

45 Fecha de publicación de la mención BOPI:
10.01.2012

45 Fecha de la publicación del folleto de la patente:
10.01.2012

73 Titular/es:
**GLOBAL NUCLEAR FUEL-AMERICAS, LLC
3901 CASTLE HAYNE ROAD
WILMINGTON, NORTH CAROLINA 28401, US**

72 Inventor/es:
**Bolger, Francis y
Casillas, Jose**

74 Agente: **Carpintero López, Mario**

ES 2 371 771 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 de reducción del tiempo de parada de emergencia de un reactor nuclear

La presente invención se refiere, en general, a procedimientos de mejora del rendimiento de un reactor nuclear mientras el núcleo está en funcionamiento y, más particularmente, se refiere a procedimientos para mejorar el rendimiento del reactor y del funcionamiento de un núcleo, para aumentar la eficacia de una parada de emergencia.

La figura 1 es un diagrama esquemático de un reactor simplificado de agua en ebullición (RAE);

La figura 2 es un diagrama de sección transversal que representa una distribución convencional de múltiples haces de barras de combustible dentro de un núcleo de un RAE. Un RAE genera energía a partir de una reacción de fisión nuclear controlada. Como se muestra en la figura 1, un RAE simplificado incluye una cámara del reactor 101, que contiene un núcleo de combustible nuclear y agua. El vapor generado puede transferirse a través de la tubería 102 a la turbina 103, donde se genera la energía eléctrica, después el agua regresa al núcleo a través de la tubería 104. Como se muestra en la figura 2, el núcleo 201 está formado por aproximadamente quinientos (500) haces 202 de barras de combustible, distribuidas de una manera determinada en el núcleo del reactor.

La figura 3 es un diagrama esquemático de sección transversal de una distribución convencional de barras de combustible dentro de un único haz de combustible. Como se muestra en la figura 3, cada haz 301 puede contener aproximadamente sobre cien (100) barras de combustible 302. El agua en el núcleo rodea las barras. El calor generado por una reacción nuclear se transfiere de las barras al agua que circula por el núcleo, hirviendo parte del agua. El calor generado en el núcleo puede controlarse para mantener las operaciones del reactor seguras y eficaces.

En un RAE, hay básicamente tres modos de transferencia de calor a considerar en los límites térmicos definidos para el reactor: (i) ebullición nucleada, (ii) ebullición de transición y (iii) ebullición de película. La "ebullición nucleada" es un modo eficaz deseado de transferencia de calor en el que está diseñado que funcione el RAE. La "ebullición de transición" se manifiesta por una temperatura en la superficie del revestimiento de las barras de combustible inestable que se eleva de repente, mientras aparece una capa de vapor alrededor de la superficie de intercambio de calor en la barra.

La temperatura en la superficie del revestimiento de la barra de combustible desciende entonces a la temperatura de ebullición nucleada, a medida que el flujo de refrigerante barre la capa de vapor, y luego vuelve a subir. La "ebullición de película" ocurre todavía a mayores potencias de operación de barra/haz de combustible, lo que da como resultado mayores temperaturas del revestimiento de la barra de combustible. La temperatura del revestimiento de la barra de combustible en ebullición de película y, posiblemente los picos de temperatura en ebullición de transición, pueden alcanzar valores que pueden causar el debilitamiento del revestimiento y/o acelerar la corrosión.

Las barras de combustible sobrecalentadas pueden definirse como el inicio de la transición de ebullición nucleada a ebullición de película. Las bases convencionales para el diseño del núcleo del reactor y de la barra de combustible se definen de tal manera que se mantiene cierto "margen", que acomode diversos diseños e "incertidumbres" de funcionamiento, entre las condiciones de operación más limitantes y las condiciones de ebullición de transición, en todo momento de la vida del núcleo.

El inicio de la ebullición de transición puede predecirse mediante una correlación con la calidad del vapor a la que aparece ebullición de transición, que puede denominarse como "calidad crítica". La calidad del vapor puede medirse fácilmente y generalmente es función de una distancia medida dada, por encima del límite de ebullición (longitud de ebullición) para cualquier caudal másico, nivel de potencia, presión y geometría del haz de flujo dados, entre otros factores. Se puede definir una "potencia crítica" como el haz de energía que produciría la calidad crítica del vapor. Consecuentemente, se puede definir una "relación de potencia crítica" (CPR) como la relación entre la potencia crítica para la potencia de operación del haz en las condiciones de interés del reactor. La CPR puede describir la relación entre las condiciones normales de operación y las condiciones que producen una ebullición de transición. Convencionalmente, la CPR se usa para evaluar el diseño y funcionamiento del reactor, en un esfuerzo para asegurar un funcionamiento del reactor seguro y eficaz, la CPR se mantiene por encima de un valor determinado para cada elemento combustible en el núcleo. Los límites de operación del reactor pueden definirse de manera convencional en términos de los haces de elementos combustibles más limitantes en el núcleo, que puede definirse como la "relación mínima de potencia crítica" (MCPR). Los límites de operación del reactor se suelen expresar en términos de MCPR.

En los principios de ingeniería de generación de energía nuclear, se reconoce ampliamente que existe la posibilidad, por pequeña que sea, de que la aparición de un suceso transitorio en el reactor, combinado con las diversas "incertidumbres" y tolerancias inherentes al diseño y operación del reactor, pueden provocar que la ebullición de transición aparezca localmente, en una barra de combustible durante un periodo de tiempo dado. Consecuentemente, los límites de operación MCPR se fijan convencionalmente de acuerdo con un requisito de diseño básico, que puede ser transitorio por causa de un simple error de un operario o de un simple mal funcionamiento del equipo que debería limitarse de tal manera que, teniendo en cuenta las incertidumbres en el

estado de operación del núcleo, se puede esperar que más del 99,9% de las barras de combustible eviten la ebullición de transición durante ese error o mal funcionamiento. Se define un límite de seguridad de relación mínima de potencia crítica (SLMCPR) como la MCPR en la que menos del 0,1% de las barras de combustible están sujetas a la ebullición de transición (también conocido como NRSBT, número de barras sujetas a la ebullición de transición). El límite de operación correspondiente MCPR (OLMCPR) describe las condiciones de operación del núcleo de manera que la MCPR no sea inferior a la SLMCPR a una cierta confianza estadística.

Durante el funcionamiento del núcleo de un reactor, por ejemplo, de un RAE, la producción de energía nuclear puede controlarse en parte mediante barras de control. En general, las barras de control pueden moverse a una posición más profunda en el núcleo para reducir la reactividad en el reactor, o moverse más lejos del centro o parte inferior del núcleo para aumentar la reactividad en el reactor. Una operación de parada de emergencia implica la inserción rápida de reactividad negativa considerable, por lo general a través de resorte o de inyección hidráulica asistida, de todas las barras de control en el núcleo a una posición completamente insertada. Una parada de emergencia del reactor reduce el procedimiento de fisión en el núcleo, reduciendo de esta manera la producción de energía. Una parada de emergencia del reactor puede iniciarse automáticamente por un sistema de protección del reactor o, por ejemplo, de forma manual por un operario del reactor.

Una parada de emergencia es generalmente menos efectiva cuando las barras de control están completamente insertadas en el núcleo o completamente extraídas del núcleo. En el caso en el que las barras de control estén completamente insertadas en el núcleo, el objetivo de la condición de parada de emergencia ya se ha alcanzado; por lo tanto, iniciar una parada de emergencia no cambiará la reactividad del núcleo. En particular, esto se debe a que todas las barras ya están completamente insertadas. En el caso de que las barras de control estén completamente extraídas del núcleo, la velocidad a la que la parada de emergencia reduce la reactividad en el núcleo es la más baja, ya que las barras de control recorren la mayor distancia posible (es decir, la distancia entre extracción completa e inserción). En otras palabras, una vez iniciada, la parada de emergencia requiere un largo periodo de tiempo con las barras de control totalmente extraídas.

La reactividad en el núcleo, por lo general, es más baja al final del ciclo de operación (EOC), que puede ser el periodo previo a un corte de mantenimiento previsto para el reactor. Por esta razón, las barras de control en los reactores convencionales suelen retirarse completamente del núcleo durante el EOC, para así alcanzar el mayor nivel disponible de reactividad. Sin embargo, puede requerirse una parada de emergencia del reactor durante el EOC. Una parada de emergencia iniciada en el EOC puede ser menos eficaz, debido a que las barras de control pueden estar totalmente extraídas. Por esta razón, el OLMCPR puede fijarse en un nivel más alto en el EOC, debido a la disminución de la velocidad de reducción de potencia durante una parada de emergencia en el EOC.

Una realización de ejemplo de la presente invención se dirige a un procedimiento para mejorar el rendimiento del reactor nuclear, incluyendo la implementación de una solución operativa para el reactor nuclear, usando al menos un criterio de barras de control para aumentar la eficacia de la parada de emergencia durante al menos una parte de un ciclo de operación para el reactor nuclear. Por ejemplo, el criterio de barras de control puede incluir, al menos, una consideración de una inserción parcial de las barras de control durante la parte del ciclo de operación.

Las realizaciones de ejemplo de la presente invención se comprenderán completamente a partir de la descripción detallada dada a continuación en el presente documento y los dibujos adjuntos, en los que los elementos similares están representados por números de referencia similares, que se dan a modo de ilustración solamente y, por lo tanto, no se limitan a las realizaciones de ejemplo de la presente invención, y en los que:

La figura 1 es un diagrama esquemático de un reactor nuclear simplificado de agua en ebullición.

La figura 2 es un diagrama de sección transversal que representa una disposición convencional de múltiples haces de barras de combustible dentro de un núcleo de un RAE.

La figura 3 es diagrama esquemático de sección transversal de una disposición convencional de barras de combustible dentro de un único haz de combustible.

La figura 4 es un gráfico que muestra la determinación del NRSBT de acuerdo con un procedimiento ideal.

La figura 5 es un diagrama de flujo que representa una secuencia de etapas de procedimiento ejecutables por un sistema de procesamiento de datos para realizar una evaluación de OLMCPR utilizando el procedimiento ideal.

La figura 6 es un gráfico que muestra la adición lineal de Δ CPR al SLMCPR para determinar el límite de operación de relación mínima de potencia crítica del núcleo (OLMCPR), que es el procedimiento aprobado actualmente.

La figura 7 es un diagrama de flujo que representa una secuencia de las etapas del procedimiento ejecutables por un sistema de procesamiento de datos para realizar una evaluación del OLMCPR usando el procedimiento aprobado actualmente.

La figura 8 es un diagrama de bloques de un ejemplo de sistema de procesamiento de datos usado para el modelado multidimensional de la hidráulica térmica del RAE y para la evaluación indirecta de un OLMCPR para un RAE de acuerdo con la presente invención.

5 La figura 9 es un diagrama de flujo que ilustra una secuencia de etapas de procesamiento para el cálculo del OLMCPR usando la incertidumbre genérica en $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$.

La figura 10 es un gráfico que muestra la determinación de la incertidumbre genérica en $\Delta\text{CPR} / \text{ICPR}$ usando la presente invención.

La figura 11 es un gráfico que muestra la determinación del NRSBT usando la incertidumbre genérica de $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$.

10 La figura 12 es un diagrama de flujo que representa un procedimiento para determinar la inserción de barras de control durante un ciclo de operación de un reactor nuclear de acuerdo con una realización de ejemplo de la presente invención.

En un esfuerzo por poner las realizaciones de ejemplo de la presente invención en su contexto, se describirá un procedimiento general de ejemplo para determinar la inserción de barras de control durante un ciclo de operación, antes de describir los procedimientos ejemplares de simulación.

15 La figura 12 es un diagrama que ilustra un procedimiento para determinar la inserción de barras de control durante un ciclo de operación de un reactor nuclear, de acuerdo con una realización de ejemplo de la presente invención. Por ejemplo, el procedimiento de la figura 12 se puede aplicar en un fin del ciclo de operación (EOC). La siguiente realización de ejemplo dada con respecto a la figura 12, como tal, ilustra el procedimiento como se aplica en el EOC. Sin embargo, se entiende que las realizaciones de ejemplo de la presente invención no se limitan a su empleo en el EOC, sino que además pueden emplearse en cualquier parte de un ciclo de operación.

20 En referencia a la figura 12, un usuario (por ejemplo, un diseñador del núcleo) selecciona (S1400) al menos una barra de control a considerar para su inserción parcial en el núcleo en el EOC. El usuario puede emplear metodologías bien conocidas para hacer la selección de las barras de control, como es evidente para un experto en la materia. El conjunto de posibles barras de control para la selección puede ser todas las barras de control en el reactor.

25 Por ejemplo, la selección de las barras de control puede basarse en la información de un plan operativo. El plan operativo normalmente puede exponer los movimientos de la barra de control durante secuencias para un siguiente ciclo de operación, por ejemplo. En un ejemplo, el usuario selecciona las barras de control que se retiraron las últimas del núcleo (por ejemplo, en una última secuencia de barra de control) de acuerdo con el plan operativo. Las últimas barras de control que se retiran normalmente son las barras de control, que pueden absorber la mayor reactividad en el EOC. Por lo tanto, pueden seleccionarse las barras de control que pueden absorber la mayor reactividad en el EOC.

30 El usuario puede seleccionar un grado de inserción parcial (S1405) para el que simular las barras de control seleccionadas. El usuario puede emplear la experiencia y/o procedimientos bien conocidos para seleccionar el grado de inserción para el que se simulan las barras de control seleccionadas como S1400, como es evidente para uno de los expertos en la materia.

35 Las barras de control seleccionadas a partir de S1400 pueden simularse (S1410) en el grado de inserción seleccionado (S1405) para la duración de un ciclo de operación (por ejemplo, incluyendo EOC). Los procedimientos de ejemplo de realización de esta simulación (por ejemplo, ensayo y error, cálculo directo, modelado en 3D - Adición SLMCPR, modelado en 3D - NRSBT 0,1%, etc.) se describirán en detalle a continuación. Los resultados de la simulación pueden incluir una consideración de la operación de parada de emergencia, así como una consideración de la operación normal del reactor en EOC.

40 El resultado de la simulación a partir de S1410 puede compararse (S1415) con los criterios de rendimiento deseados. Un ejemplo de los criterios de rendimientos deseados puede ser un límite de operación de relación mínima de potencia crítica (OLMCPR), aunque las realizaciones de ejemplo pueden usar otros criterios de rendimiento deseados, tales como pico de temperatura de la línea central de combustible, como sabe un experto en la materia. La susceptibilidad a ebullición de transición durante el tránsito puede cuantificarse estadísticamente como (1) la probabilidad de que una sola barra en el núcleo sea susceptible a ebullición de transición o (2) la fracción esperada del total de las barras en el núcleo susceptibles a ebullición de transición. Es posible una relación estadística tal porque cada valor individual experimental de NRSBT se ha determinado por la suma de las probabilidades de que las barras de combustible individuales tengan valores de CPR inferiores a 1,0 durante el tránsito. En un ejemplo, el valor nominal de cada distribución NRSBT puede asociarse con la distribución de los valores iniciales de CPR para todas las barras de combustible en el núcleo. Mediante este procedimiento, puede establecerse una relación entre el valor mínimo inicial de MCPR para todas las barras de combustible en el núcleo, y la probabilidad y nivel de confianza en que las barras de combustible serán susceptibles a ebullición de transición durante el tránsito. El valor mínimo inicial de MCPR para el núcleo, cuando se usa la probabilidad y el nivel de

confianza establecido por los requisitos básicos de diseño para el número de barras que no son susceptibles a ebullición de transición durante el AOO transitorio, por definición es el límite mínimo de operación MCPR necesario para demostrar el cumplimiento de las normas pertinentes.

5 Como alternativa, en S1415, el usuario/a (por ejemplo, un diseñador del núcleo) puede emplear su experiencia para determinar si los resultados de la simulación a partir de S1410 indican una solución aceptable o mejorada en el EOC.

10 Basado en la evaluación en S1415, el usuario determina (S1420) si continua el procedimiento descrito anteriormente, con la consideración de otros parámetros (por ejemplo, otras barras de control y/o grados de inserción). Si el usuario determina que la solución simulada es aceptable (la salida de S1420 es "Sí"), el procedimiento termina y la inserción parcial resultante de las barras de control seleccionadas puede implementarse en la secuencia designada en el plan operativo (por ejemplo, en el siguiente ciclo de operación). Como alternativa, si los criterios de rendimiento deseados no se cumplen (la salida de S1420 es "No") y/o el usuario desea evaluar simulaciones con otros parámetros, el procedimiento prosigue de vuelta a S1400 y se repite con un grado diferente de inserción (S1405) y/o con una selección diferente de barras de control (S1400).

15 Ejemplos de simulación

A continuación se describirán ejemplos de simulación del funcionamiento del núcleo. Los ejemplos que se describen a continuación en el presente documento se refieren a un procedimiento basado en ensayo y error, cálculo directo, modelado en tres dimensiones (3D) con adición de SLMCPR y modelado en 3D basado en procedimientos de NRSBT al 0,1%. Mientras que los procedimientos de simulación descritos a continuación van dirigidos a igualar el NRSBT al 0,1%, se entiende que el 0,1% no es más que un patrón típico de seguridad. Por lo tanto, como alternativa, si el patrón de seguridad está basado en otra métrica, pueden emplearse procedimientos similares para satisfacer las otras métricas.

Procedimiento de ensayo y error

25 En un ejemplo, la inserción parcial de la barra puede ensayarse durante el funcionamiento real del reactor nuclear. Por lo tanto, con referencia a la figura 12, después de que el usuario seleccione al menos una barra de control (S1400) y un grado de inserción dado (S1405) para la barra(s) de control seleccionada(s), el usuario puede "simular" la solución a través de la ejecución real durante el funcionamiento del reactor. Los sensores en el reactor pueden almacenar datos relacionados con el funcionamiento del núcleo, que el diseñador del núcleo puede evaluar en S1415.

30 Cálculo directo

La figura 4 es un gráfico que muestra la determinación del NRSBT de acuerdo a un procedimiento ideal. En este ejemplo de cálculo directo, el OLMCPR puede calcularse directamente, de manera que para el suceso operativo anticipado limitante (AOO), se esperaría que menos del 0,1% de las barras en el núcleo experimenten ebullición de transición. Este enfoque se describe, por ejemplo, en la Patente de Estados Unidos N ° 5.912.933 de Shaug y col. Como se muestra en la figura 4, hay un histograma 400 de valores de CPR de barra 401 frente al número de barras 402 en el valor específico de CPR. Mientras que el valor de CPR está asociado normalmente con un haz de combustible, en realidad se refiere a la barra limitante en un haz. Cada barra en el haz tiene un valor de CPR que está determinado por la distribución local de la potencia y la posición relativa de la barra dentro del haz (factor R). Se usa la menor CPR de una cualquiera de las barras en el haz para caracterizar la CPR para todo el haz.

40 La CPR 401 de una barra dada tiene una función de distribución de probabilidad asociada (FDP), que refleja las incertidumbres en su determinación. La FDP puede determinarse experimentalmente y se muestra como una distribución de la relación de potencia crítica experimental (ECPR) 410. Por lo tanto, si un valor nominal de CPR (411) es de 1,0, entonces la FDP 410 de los valores de CPR totales probables está en el intervalo de 0,90 a 1,10. La variabilidad en los valores de CPR de la barra se debe a las incertidumbres en el estado inicial de la barra, es decir, las incertidumbres en las mediciones de los parámetros en la situación de funcionamiento del reactor (potencia del núcleo) y en el modelado de los parámetros derivados (distribución de potencia).

50 Para tener en cuenta el efecto de un suceso transitorio en los valores de CPR, se puede introducir un margen de seguridad a los valores de CPR alternando los valores nominales aceptables de CPR 405 para la CPR de barra más baja al mayor valor de CPR, es decir, 1,25. El histograma de la distribución ECPR 403 para la menor CPR de barra es lo que se alterna, de tal manera que todo el histograma CPR está por encima de un valor de CPR de 1,20, y muy por encima de un valor de CPR de 1,0. Por otra parte, los valores nominales de CPR 407 para otras barras que no sean las de menor CPR están por encima del valor nominal de CPR, por ejemplo, 1,25, de la barra de menor CPR.

55 Durante un tránsito durante el funcionamiento de una barra, el histograma 407 de los desplazamientos de barra CPR a la izquierda de los valores más bajos de CPR, da como resultado el histograma 408. Con este desplazamiento, el valor "nominal" de CPR 406 durante el tránsito está en el punto, por ejemplo, 1,05, en el que se alcanza el valor mínimo de CPR durante el tránsito. La barra limitante tendrá asociada una FDP 404, que incluye tanto las incertidumbres en las condiciones iniciales de barra como las "incertidumbres del tránsito". El máximo cambio en la

relación de potencia crítica durante el tránsito ("ΔCPR de transitorio 409") incluye incertidumbres en el modelado de los tránsitos y/o incertidumbres, tanto en los modelos físicos como en los parámetros de la planta.

La figura 5 es un diagrama de flujo que ilustra una secuencia de etapas de procesamiento ejecutables mediante un sistema de procesamiento de datos para realizar una evaluación del OLMCPR usando el procedimiento ideal. La Figura 5 se describe en detalle en la patente de Estados Unidos de cesión común N°. 6.111.572 de Bolger y col., titulada "Determination of Operating Limit Minimum Critical Power Ratio", cuya parte relevante se describe a continuación.

En una realización de ejemplo, este tránsito ΔCPR 409 y el OLMCPR asociado pueden generarse, como se muestra en la figura 5, y se describe de la siguiente manera.

10 Etapa 1: Suponer un conjunto de condiciones de base de operación del núcleo usando los parámetros para hacer funcionar la planta que genera un MCPR del núcleo igual al OLMCPR, como se muestra en el bloque 501.

15 Etapa 2: Usar parámetros, tales como la potencia del núcleo, flujo del núcleo, presión en el núcleo, etc., que predican la CPR general del haz expuesto en el bloque 506, para determinar la MCPR para cada haz en el núcleo, como se muestra en el bloque 502.

Etapa 3: Usar parámetros, tales como la colocación de la barra dentro de cada haz y potencia de barra, que cambian cada CPR de haz a valores de CPR de barra individuales expuestos en el bloque 507, para determinar la MCPR para cada barra en el núcleo, como se muestra mediante el bloque 503.

20 Etapa 4: Usar la distribución de probabilidad ECPR, que se genera mediante las ecuaciones 1 y 2, expuestas en el bloque 508, para determinar el porcentaje de NRSBT en el núcleo sumando las probabilidades de cada barra en el núcleo que está sujeta a ebullición de transición, como se muestra en el bloque 504. Esta suma puede demostrarse mediante la ecuación 3.

$$ECPR = \frac{\text{(Potencia crítica predicha por correlación)}}{\text{(Potencia crítica medida)}} \quad \text{Ecuación 1}$$

$$P_i = P(z_i) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{z_i}^{\infty} e^{-\frac{1}{2}u^2} du \quad \text{Ecuación 2}$$

25

$$NRSBT (\%) = \frac{100}{N_{\text{barra}}} \times \sum_{i=1}^{N_{\text{barra}}} [P_i \times (\text{Barra})] \quad \text{Ecuación 3}$$

en la que z_i indica una barra que funciona en MCPR (i), u indica (MCPR (i) - ECPR media)/ (desviación típica de ECPR), P_i y $P(z_i)$, indican una probabilidad de que una barra i pueda experimentar ebullición de transición y N_{barra} indica un número total de barras.

30 Etapa 5: Variar los parámetros expuestos en los bloques 506 y 507 por un número fijado de ensayos estadísticos Monte Carlo, como se muestra en el bloque 505. El procedimiento de Monte Carlo es muy conocido en la técnica y es un procedimiento general de recolección de datos para su uso en una simulación. El procedimiento de Monte Carlo proporciona soluciones aproximadas a diversos problemas matemáticos mediante la realización de experimentos de muestreo estadístico (por ejemplo, en un ordenador). El procedimiento se aplica, típicamente, a problemas sin contenido probabilístico, así como a aquellos con estructura probabilística inherente. Entre todos los procedimientos numéricos que dependen de evaluaciones de N puntos en un espacio M -dimensional para producir una solución aproximada, el procedimiento de Monte Carlo puede tener un error absoluto de la estimación que decrece como un superíndice N de $-1/2$, mientras que, en ausencia de una estructura de explotación especial, todos los demás tienen errores que decrecen como un superíndice N de $-1/M$ en el mejor de los casos. Compilar las estadísticas de todos los ensayos a partir de los pasos 2 a 4 para generar una distribución de probabilidad de NRSBT.

40

Etapa 6: Comparar el valor del porcentaje de NRSBT al 0,1%, como se muestra en el bloque 509. Si el

5 porcentaje es superior al 0,1%, reestablecer los parámetros del núcleo para diferentes condiciones iniciales, como se muestra en el bloque 510. Al igual que en la etapa 1 y el bloque 501, se supone que las nuevas condiciones iniciales generan un OLMCPR. La determinación de NRSBT se reinicia y se repite hasta que el valor de NRSBT es igual al 0,1%. Del mismo modo, si el porcentaje es inferior al 0,1%, los parámetros del núcleo se reestablecen para incrementar el valor de NRSBT con el fin de que el núcleo opere de manera más eficaz y con menos efluentes.

Etapa 7: Si el porcentaje de NRSBT es igual al 0,1%, el valor supuesto de OLMCPR es igual al MCPR del núcleo, como se muestra mediante el bloque 511. Consecuentemente, las condiciones de funcionamiento del núcleo se fijan como los parámetros supuestos.

10 Aunque el ejemplo descrito anteriormente supone que el OLMCPR debe cumplir con el patrón del 0,1%, se entiende que, como alternativa, el ejemplo descrito anteriormente se puede aplicar a cualquier criterio de seguridad.

Modelado en 3D - Adición de SLMCPR

15 La figura 6 es un gráfico que muestra la adición lineal de ΔCPR al SLMCPR para determinar el límite de operación de la relación mínima de potencia crítica (OLMCPR), que es el procedimiento aprobado actualmente. La figura 6 se describe en detalle en la patente de Estado Unidos de cesión común N° 6.111.572 de Bolger y col, titulada "Determination of Operating Limit Minimum Critical Power Ratio", cuya parte relevante se describe a continuación.

20 En el procedimiento de modelado en 3D con adición de SLMCPR para la determinación de resultados de la simulación, la determinación OLMCPR se divide en dos etapas principales, como se muestra en la figura 6. Usando un procedimiento similar al cálculo directo descrito anteriormente, primero se determina el SLMCPR de modo que se espera que al menos el 0,1% de las barras en el núcleo experimenten ebullición de transición a este valor. En otras palabras, se espera que el 99,9% de las barras de combustible en el núcleo eviten la ebullición de transición si la MCPR en el núcleo es mayor que el SLMCPR. En segundo lugar, se establece el OLMCPR, sumando el cambio máximo en MCPR (como se muestra mediante un factor de error $\Delta\text{CPR}_{95/95}$) esperado a partir del suceso transitorio más limitante y del SLMCPR.

25 Como la figura 6 es algo similar a la figura 4, sólo sigue una breve descripción de sus componentes para abreviar. El histograma 600 muestra el número de barras a un valor específico de CPR 602 frente al valor CPR 601 correspondiente. El histograma 608 resulta de la barra de menor CPR 607 a un valor de, por ejemplo, 1,05, lo que equivale al SLMCPR 603. La distribución de la barra limitante 606 muestra la incertidumbre en la determinación de la limitación de la barra CPR 607. Al igual que en el cálculo directo descrito anteriormente, la SLMCPR 603 se determina cuando el porcentaje de NRSBT es igual al 0,1%.

30 Sin embargo, a diferencia del cálculo directo descrito anteriormente, el procedimiento de modelado ID no puede predecir totalmente y medir ciertos parámetros, tales como la distribución de potencia dentro de cada haz y la distribución de potencia a lo largo de cada barra. Por lo tanto, las incertidumbres en el cálculo de la SLMCPR no permiten equiparar el OLMCPR con la SLMCPR. Consecuentemente, el factor de error, $\Delta\text{CPR}_{95/95}$ 605, se añade linealmente al SLMCPR 603 para determinar el OLMCPR 609. El $\Delta\text{CPR}_{95/95}$ 605 corrige las limitaciones en el cálculo del SLMCPR 603 de manera conservadora.

35 La figura 7 es un diagrama de flujo que representa una secuencia de etapas de procesamiento ejecutables mediante un sistema de procesamiento de datos para realizar una evaluación del OLMCPR usando el procedimiento aprobado actualmente. La Figura 7 se describe en detalle en la patente de Estados Unidos de cesión común N° 6.111.572 de Bolger y col., Titulado "Determination of Operating Limit Minimum Critical Power Ratio", cuya parte relevante se describe a continuación.

Usando el procedimiento de modelado ID, el OLMCPR 609 se genera como se muestra en la figura 7, y se describe de la siguiente manera:

45 Etapa 1: Suponer un conjunto de condiciones básicas de funcionamiento del núcleo usando los parámetros para hacer funcionar la planta genera una MCPR del núcleo igual a la SLMCPR, como se muestra mediante el bloque 701.

50 Etapa 2: Usar parámetros, tales como la potencia del núcleo, flujo del núcleo, presión en el núcleo, potencia del haz, etc., que predicen la CPR general del haz expuesto en el bloque 706, para determinar la MCPR para cada barra en el núcleo como se muestra mediante el bloque 702. Esta etapa del procedimiento puede tener grandes incertidumbres en la predicción de la potencia del haz, distorsionando potencialmente los cálculos.

55 Etapa 3: Usar parámetros, tales como la colocación de la barra dentro de cada haz y potencia de barra, que cambian cada CPR de haz a valores de CPR de barra individuales expuestos en el bloque 707, determinar la MCPR para cada barra en el núcleo, como se muestra mediante el bloque 703. La potencia individual de barra puede ser difícil de medir, la combinación de la incertidumbre con la distribución incierta de la potencia del haz sirve para aumentar la incertidumbre en los cálculos prácticos de la SLMCPR.

Etapa 4: Usar la distribución de probabilidad ECPR expuesta en el bloque 708, generada mediante las ecuaciones 1 y 2 mostradas anteriormente, para determinar el porcentaje de NRSBT en el núcleo mediante la suma de las probabilidades de cada barra en el núcleo que está sujeta a ebullición de transición, como se muestra mediante el bloque 704. Esta suma puede realizarse utilizando la ecuación 3 anterior.

5 Etapa 5: Variar los parámetros expuestos en los bloques 706 y 707 para un número determinado de ensayos estadísticos de Monte Carlo, como se muestra en el bloque 705. Compilar las estadísticas de todos los ensayos de los pasos 2 a 4 para generar una distribución de probabilidad de NRSBT.

10 Etapa 6: Comparar el valor del porcentaje de NRSBT al 0,1%, como se muestra en el bloque 709. Si el porcentaje es superior al 0,1%, se restablecen los parámetros del núcleo para diferentes condiciones iniciales, como se muestra en el bloque 710. Al igual que en la etapa 1 y el bloque 701, se supone que las nuevas condiciones iniciales generan la SLMCPR. La determinación de las repeticiones NRSBT hasta el valor de NRSBT es igual al 0,1%. De manera análoga, si el porcentaje es inferior al 0,1%, los parámetros del núcleo se restablecen para aumentar el valor de NRSBT con el fin de que el núcleo funcione de manera más eficaz.

15 Etapa 7: Si el porcentaje de NRSBT es igual al 0,1%, el valor supuesto de SLMCPR, que es igual al MCPR en el núcleo, es el límite al que el núcleo puede funcionar, como se muestra mediante el bloque 711.

Etapa 8: Dado que este procedimiento incluye simulaciones relativamente inciertas en las etapas 2 y 3, como se muestra en los bloques 702 y 703, el cambio en CPR se evalúa en un intervalo de confianza del 95%, $\Delta\text{CPR}_{95/95}$. El OLMCPR es igual a la adición lineal de la SLMCPR al $\Delta\text{CPR}_{95/95}$. El valor resultante de la OLMCPR cumple con las normas pertinentes.

20 Modelado en 3D - NRSBT al 0,1%

En este ejemplo de un procedimiento de modelado en 3D para alcanzar resultados de simulación, puede calcularse una distorsión genérica para un cambio en la relación de potencia crítica en un suceso transitorio ($\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$) y se puede usar la función de distribución de probabilidad resultante (FDP) para predecir un OLMCPR más preciso, sin calcular primero una SLMCPR. A partir de un gran número de ensayos experimentales que toman en cuenta muchos factores, se crea una FDP para un tránsito referido como $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$, y se determina la desviación típica en $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ para cada suceso transitorio. Se determina también un $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ nominal para el suceso transitorio a partir de las condiciones nominales iniciales. Los histogramas de los valores individuales de CPR de barra para el punto mínimo en el tránsito se crean dibujando valores aleatorios de la CPR y la incertidumbre inicial transitoria $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$. Las relaciones de potencia crítica inicial (ICPR) se convierten, o traducen, a MCPR mediante un valor común aleatorio de $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$. A partir de los valores MCPR, se calcula el porcentaje de NRSBT para cada ensayo. Si el porcentaje de NRSBT es superior al 0,1%, las condiciones operativas iniciales se cambian y se repite el procedimiento hasta que el NRSBT es igual al 0,1%.

35 El histograma de distribución NRSBT se analiza usando procedimientos estadísticos para cuantificar una "tendencia central" de la distribución. Típicamente, se usa la media o la mediana como un parámetro estadístico para cuantificar la tendencia central. El valor de este parámetro estadístico se define en el presente documento como el valor nominal. En las siguientes discusiones, se dan ejemplos en los que el valor medio se selecciona como el valor nominal, aunque la presente invención no se limita a esta elección. El uso del valor de la mediana o el valor de algunos otros parámetros estadísticos de tendencia central como el valor nominal también se contempla como parte de las realizaciones de ejemplos de la presente invención.

40 La incertidumbre en el valor nominal del parámetro estadístico que se usa para cuantificar la tendencia central se expresa en términos de un "intervalo de confianza" para el valor nominal. Se define un intervalo de confianza de manera que hay una probabilidad determinada (generalmente del 50% o mayor) en la que el intervalo de confianza contiene el valor nominal. Por ejemplo, una probabilidad del 95% de que la media esté en los límites del intervalo, define un intervalo de confianza del 95% de la media. La probabilidad determinada, que se usa para establecer este intervalo de confianza se llama "nivel de confianza".

De acuerdo con un ejemplo, la presente invención puede incluir un sistema que incluye un aparato de procesamiento de datos programado para ejecutar las rutinas específicas para simular las condiciones de operación del núcleo del RAE y para el cálculo y demostración estadística de la OLMCPR de un reactor de acuerdo con el procedimiento mejorado de la presente invención, tal como se describe en detalle a continuación.

50 La figura 8 muestra un diagrama de bloques de un sistema de procesamiento de datos de ejemplo, previsto para la realización de la simulación multidimensional de respuesta del tránsito del núcleo del reactor y para la evaluación directa de OLMCPR del núcleo de un reactor RAE, de acuerdo con las realizaciones de ejemplo de la presente invención. El sistema puede incluir una unidad central de procesamiento 801 (CPU), una memoria de almacenamiento 802, un dispositivo de interfaz de usuario E/S 803 y, opcionalmente, uno o más monitores 804. La memoria de almacenamiento 802 puede incluir una base de datos (que no se muestra) del estado de la planta del reactor, valores de parámetros, y las rutinas para la aplicación de simulaciones multidimensionales de las condiciones operativas del núcleo y la evaluación de OLMCPR de acuerdo con el procedimiento de ejemplo de la

presente invención, como se describe a continuación en el presente documento. Por ejemplo, la memoria de almacenamiento 802 puede incluir cualquier memoria conocida (por ejemplo, una memoria de sólo lectura (ROM), memoria de acceso aleatorio (RAM), etc.).

5 Puede realizarse un estudio estadístico para cada tipo de AOO, para cada clase de planta tipo RAE, y para cada tipo de combustible, por ejemplo para determinar la distorsión genérica transitoria y la incertidumbre en el $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$. Se hacen ensayos suficientes (del orden de cien) a partir de las condiciones nominales, usando variaciones aleatorias en el modelo y parámetros de la planta. Las incertidumbres en las condiciones iniciales que contribuyen al $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ (por ejemplo, potencia del núcleo) también se incluyen en las perturbaciones. Los datos se utilizan para determinar el sesgo y la desviación típica en el tránsito $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$.

10 La figura 9 es un diagrama de flujo que ilustra una secuencia de las etapas de procesamiento usadas para el cálculo del OLMCPR, usando la incertidumbre genérica en $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$. La figura 9 se describe en detalle en la patente de Estados Unidos de cesión común N° 6.111.572 de Bolger y col., titulada "Determination of Operating Limit Minimum Critical Power Ratio", cuya parte relevante se describe a continuación.

15 En la figura 9 se muestra un diagrama de flujo para un procedimiento de ejemplo de la presente invención. El bloque 909 sigue siendo invariable durante todo el cálculo del OLMCPR, y se debe determinar el $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ para los sucesos transitorios específicos para cada tipo de reactor y tipo de combustible antes de que se use el procedimiento.

20 La figura 10 es un gráfico que muestra la determinación de la incertidumbre genérica en $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ usando la presente invención. La Figura 10 se describe en detalle en la patente de Estados Unidos de cesión común N° 6.111.572 de Bolger y col., titulada "Determination of Operating Limit Minimum Critical Power Ratio", cuya parte relevante se describe a continuación.

25 La figura 10 muestra la gráfica resultante de $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ para un tipo específico de AOO. El histograma 1000 muestra el número de ensayos 1002 con un resultado de CPR 1001 para cada barra frente a los valores correspondientes de CPR 1001. La FDP 1003 representa la distribución de CPR antes del suceso transitorio. Cada valor de la CPR cambia entonces de acuerdo a cada valor correspondiente de $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ 1006. La suma de los valores transitorios CPR da la FDP 1004 durante el suceso transitorio. El $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ 1005 nominal se define como la diferencia en el valor nominal de CPR de la FDP 1003 y el valor nominal de CPR de la FDP 1004. El cálculo de la OLMCPR puede ser el siguiente.

30 Etapa 1: Suponer un conjunto de condiciones básicas de funcionamiento del núcleo usando los parámetros para hacer funcionar la planta genera una MCPR del núcleo igual a la OLMCPR, como se muestra mediante el bloque 901.

Etapa 2: Usar parámetros, tales como la potencia del núcleo, flujo del núcleo, presión en el núcleo, potencia del haz y otros, que predicen la CPR general del haz expuesto en el bloque 907, para determinar la ICPR para cada haz en el núcleo, como se muestra mediante el bloque 902 .

35 Etapa 3: Usar parámetros, tales como la colocación de la barra dentro de cada haz y distribución de potencia de barra, que cambian cada CPR de haz a valores de CPR de barra individuales expuestos en el bloque 908, para determinar la ICPR para cada barra en el núcleo, como se muestra en el bloque 903.

40 Etapa 4: Usar un valor de $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ 1006 individual, dibujado aleatoriamente a partir del gráfico del tránsito correspondiente, representado en la figura 10, se proyectan los valores MCPR para los valores correspondientes de ICPR de acuerdo con la ecuación 4. La figura 11 es un gráfico que muestra la determinación de la NRSBT usando la incertidumbre genérica de $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$. La Figura 11 se describe en detalle en la patente de Estados Unidos de cesión común N° 6.111.572 de Bolger y col., titulada "Determination of Operating Limit Minimum Critical Power Ratio", cuya parte relevante se describe a continuación. En la figura 11, este procedimiento está representado por el Desplazamiento 1109. El histograma 1100 muestra el número de barras en un valor específico de CPR 1102 frente al valor correspondiente de CPR 1101. El histograma 1107 se traslada al histograma de 1108 durante el tránsito usando un valor de $\Delta\text{CPR}/\text{ICPR}$ 1006 seleccionado aleatoriamente. El valor más bajo de CPR 1105 se convierte en valor de CPR más bajo 1106, y la FDP de barra CPR más baja 1103 se convierte en la CPR de barra más baja 1104.

$$MCPR_i = ICPR_i \left(1 - \left(\frac{\Delta\text{CPR}}{ICPR} \right)_i \right) \quad \text{Ecuación 4}$$

50 Etapa 5: Usar la distribución de probabilidad ECPR mostrada como FDP 1104 y expuesta en el bloque 910, para determinar el porcentaje de NRSBT en el núcleo sumando las probabilidades de cada barra en el núcleo

que está sujeta a ebullición de transición, como se muestra mediante el bloque 905. Esta suma se realiza usando la ecuación 3, mostrada anteriormente.

5 Etapa 6: Variar los parámetros expuestos en los bloques 907 y 908 para un número determinado de ensayos estadísticos de Monte Carlo, como se muestra mediante el bloque 906. Compilar las estadísticas de todos los ensayos de las etapas 2 a 5 para generar una distribución de probabilidad de NRSBT.

10 Etapa 7: Comparar el valor del porcentaje de NRSBT al 0,1% como se muestra en el bloque 911. Si el porcentaje es superior al 0,1%, se restablecen los parámetros del núcleo a diferentes condiciones iniciales, como se muestra en el bloque 912. Al igual que en la etapa 1 y el bloque 901, se supone que las nuevas condiciones iniciales generan el OLMCPR. La determinación de NRSBT se vuelve a iniciar y se prolongará hasta que el valor de NRSBT sea igual al 0,1%. De manera análoga, si el porcentaje es inferior al 0,1%, los parámetros del núcleo se reestablecen para aumentar el valor de NRSBT con el fin de que el núcleo funcione de manera más eficaz o para reducir efluentes.

15 Etapa 8: Si el porcentaje de NRSBT es igual al 0,1%, el valor supuesto de OLMCPR iguala al MCPR del núcleo, como se muestra mediante el bloque 913. Consecuentemente, las condiciones operativas del núcleo se fijan como los parámetros establecidos.

20 Aunque las realizaciones de ejemplo de la presente invención se han descrito de este modo, quedará claro que las mismas pueden variarse de muchas maneras. Por ejemplo, aunque la simulación descrita con respecto a S1410 de la figura 12 se ha descrito como una de ensayo y error, cálculo directo y procedimientos de modelado en 3D, es evidente para un experto en la materia que puede emplearse cualquier procedimiento de simulación conocido para evaluar las soluciones propuestas en lo que respecta a la colocación de la barra durante un ciclo de operación de un reactor nuclear (por ejemplo, en la EOC). Además, aunque se han descrito soluciones aceptables de acuerdo con el patrón del 0,1% de OLMPCR, se entiende que los resultados de la simulación (S1410) se pueden evaluar (S1415) y se consideran aceptables (S1420) en base a cualquiera de los criterios de rendimiento deseados. Además, si bien lo anterior se ha descrito como aplicado en el EOC, se entiende que otras realizaciones de ejemplo de la presente
25 invención pueden dirigirse a cualquier parte de un ciclo de operación para un reactor nuclear.

REIVINDICACIONES

1. Un procedimiento de reducción de la duración de una parada de emergencia en el núcleo de un reactor nuclear que se controla por medio de barras de control móviles, en el que:

5 las condiciones del núcleo se simulan mientras el reactor está funcionando, en base a las barras de control seleccionadas y los grados de inserción seleccionados de las mismas, la simulación produce una duración de la parada de emergencia, y dependiendo del resultado de la simulación, las barras seleccionadas se mueven en el núcleo, por lo que la configuración resultante es tal que la velocidad a la que la energía se vería disminuida en el núcleo se incrementa, en caso de que ocurra una parada de emergencia.

10

(TÉCNICA CONVENCIONAL)

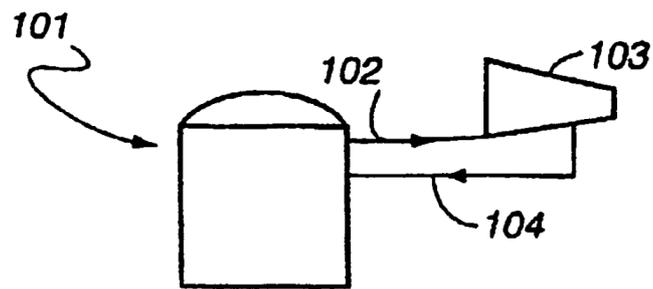


FIGURA 1

(TÉCNICA CONVENCIONAL)

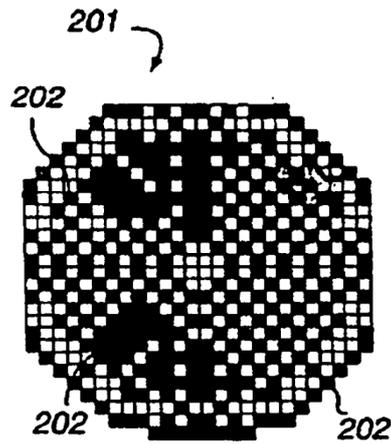


FIGURA 2

(TÉCNICA CONVENCIONAL)

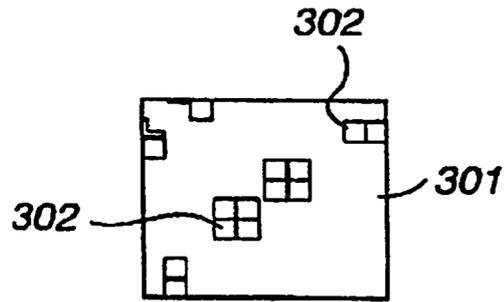


FIGURA 3

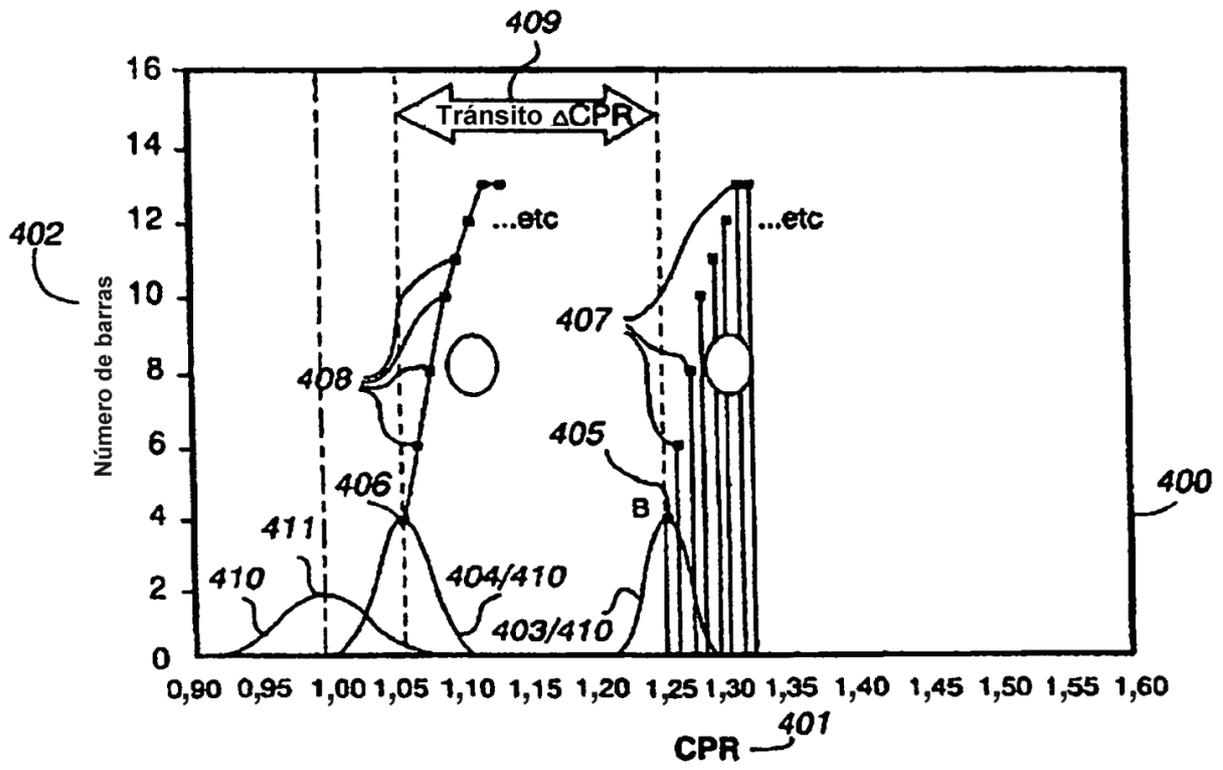


FIGURA 4

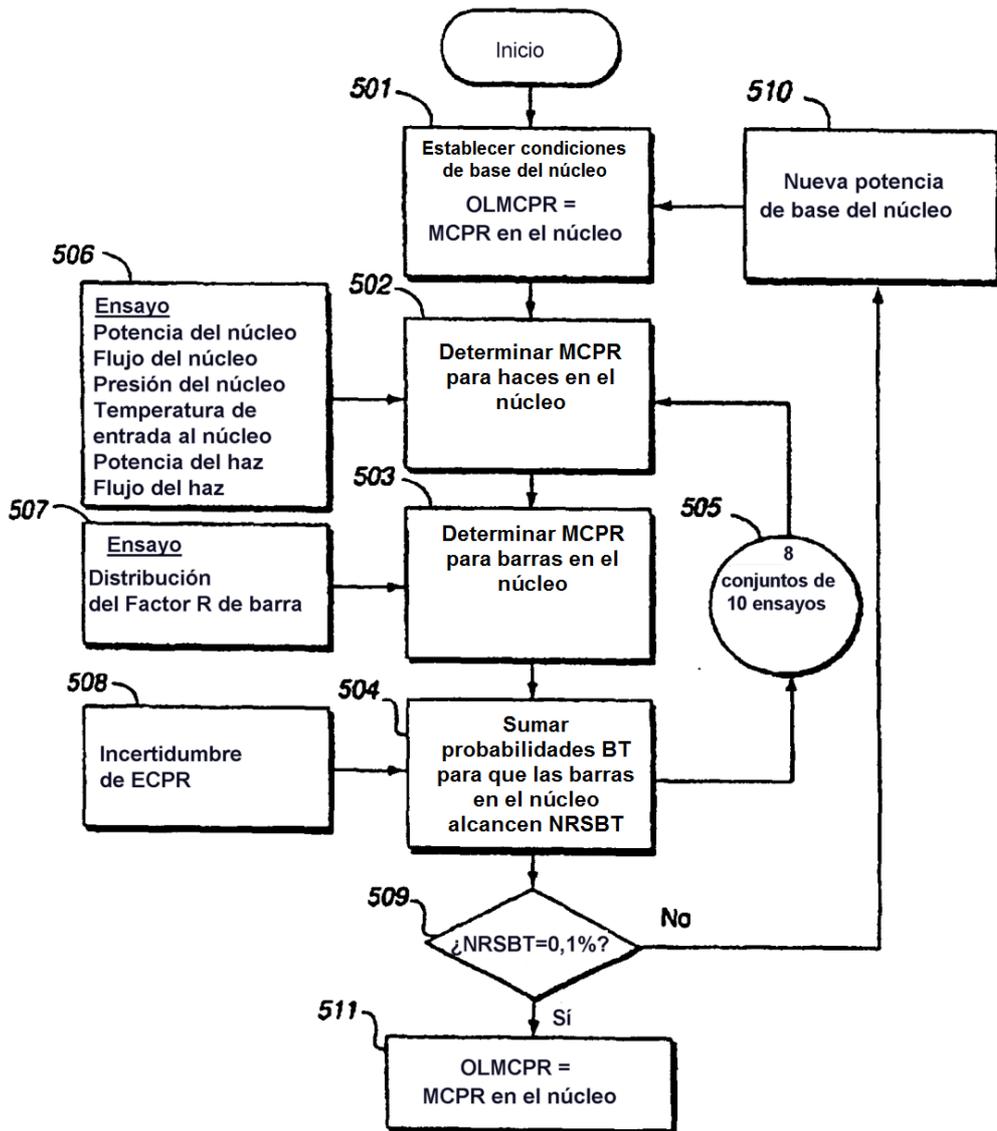


FIGURA 5

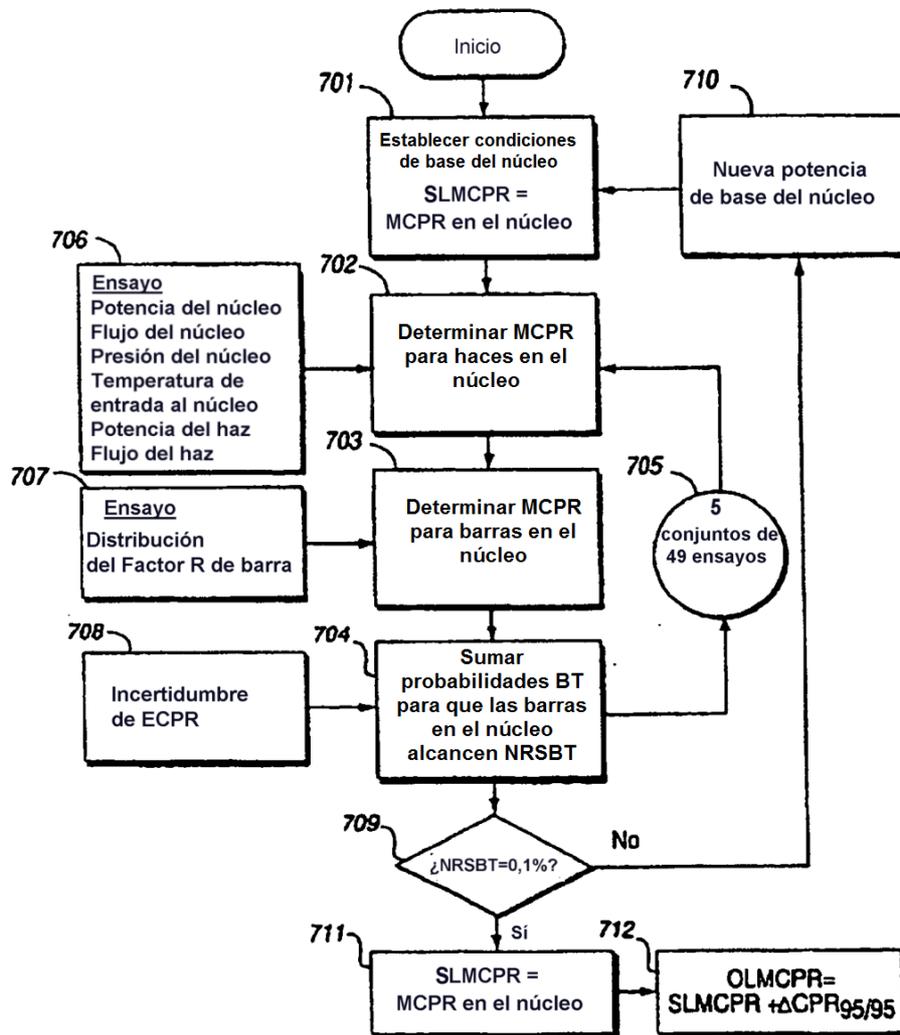


FIGURA 7

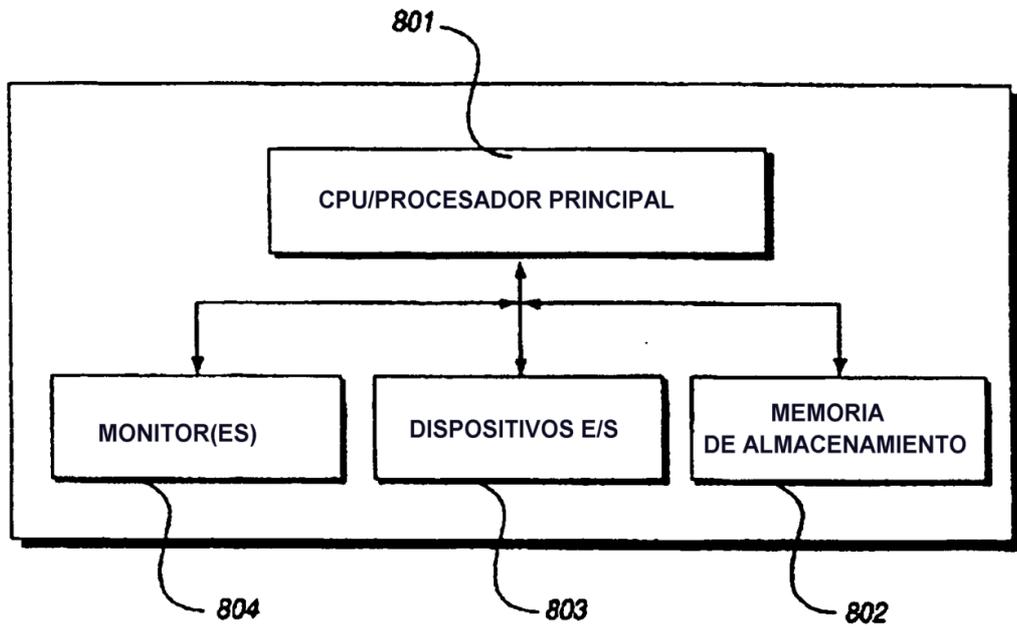


FIGURA 8

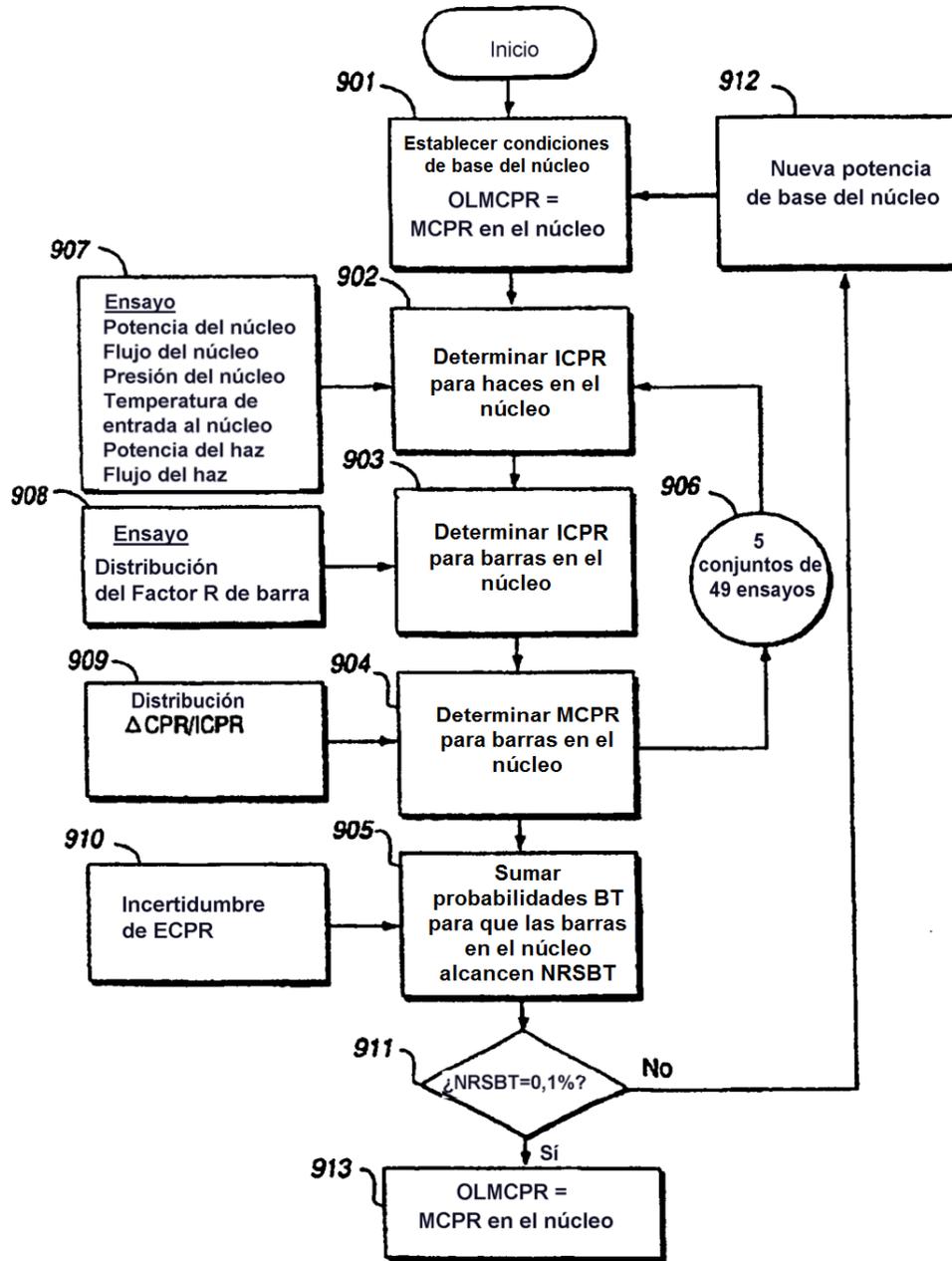


FIGURA 9

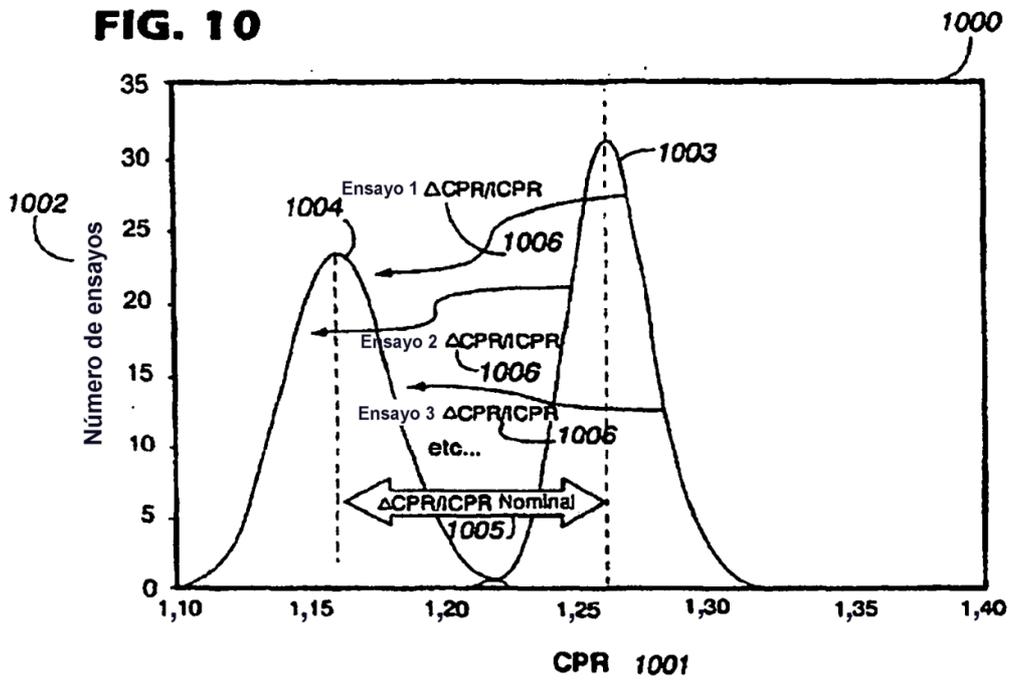


FIGURA 10

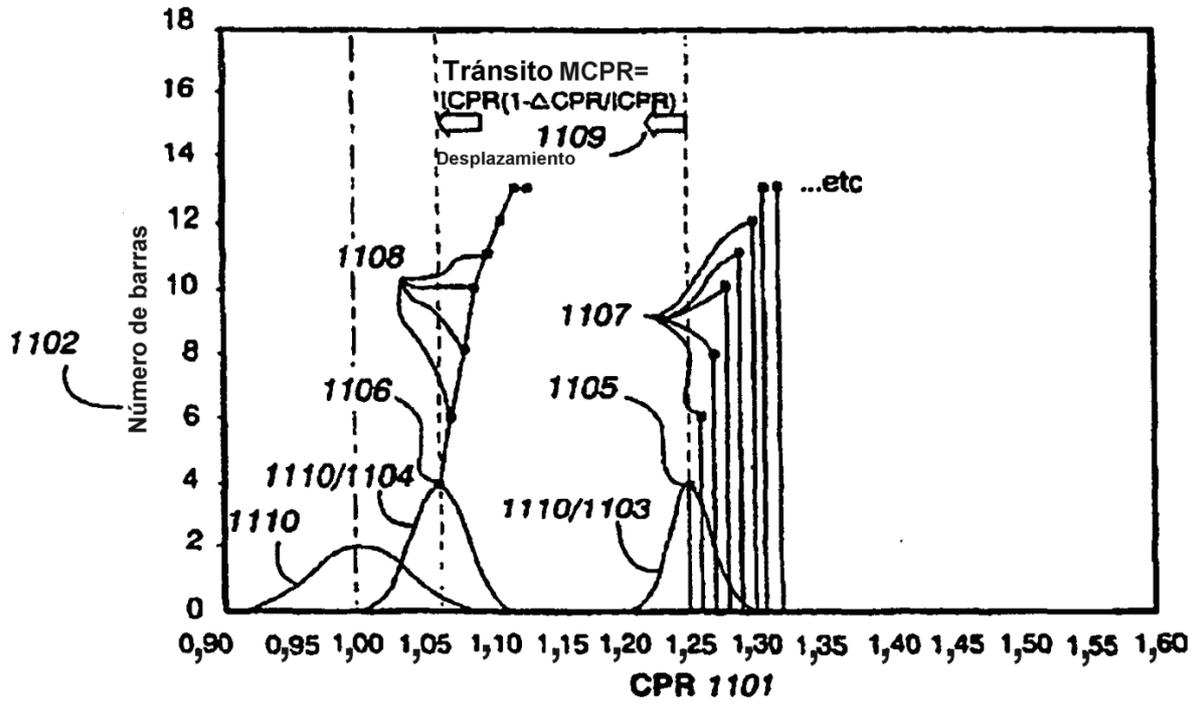


FIGURA 11

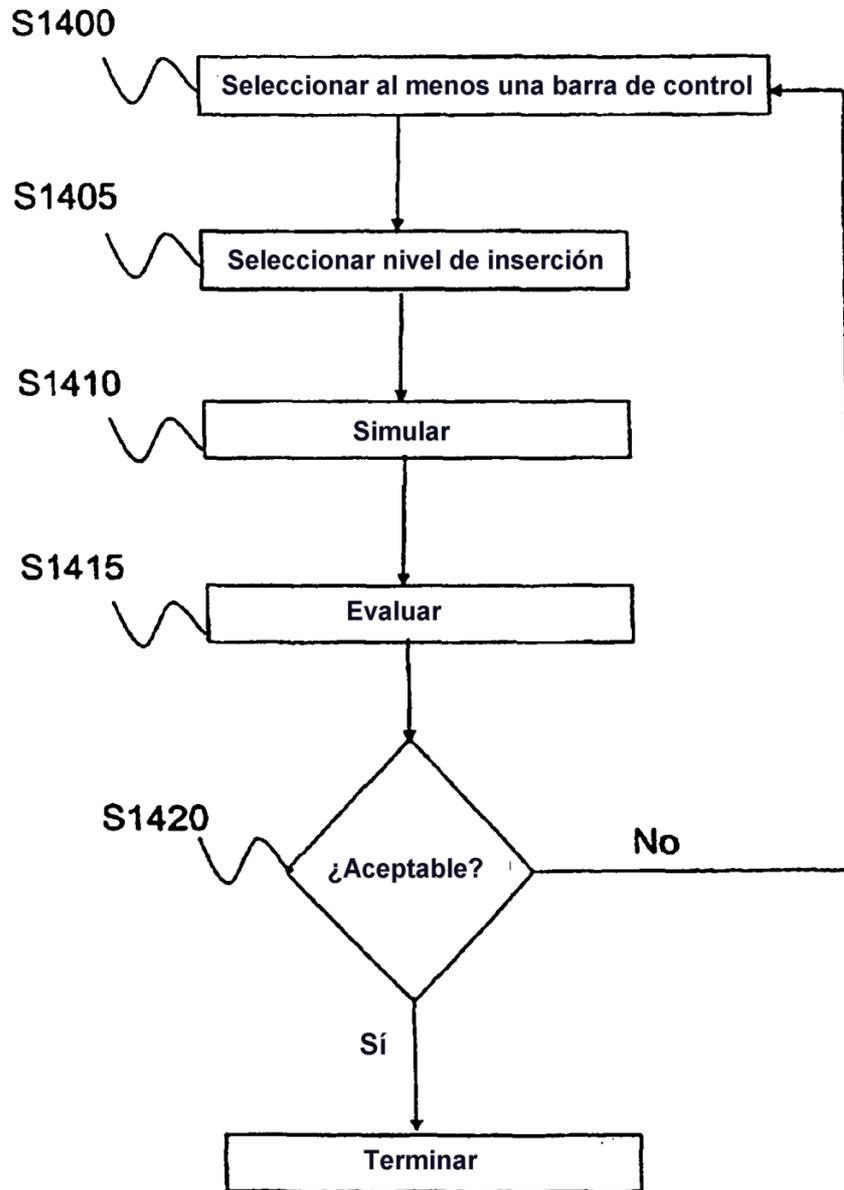


FIGURA 12