

19



OFICINA ESPAÑOLA DE  
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **2 445 582**

51 Int. Cl.:

**G21C 17/104** (2006.01)

**G21C 19/40** (2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

96 Fecha de presentación y número de la solicitud europea: **21.10.2003** **E 03256623 (4)**

97 Fecha y número de publicación de la concesión europea: **18.12.2013** **EP 1422723**

54 Título: **Procedimiento de medición de la reactividad subcrítica**

30 Prioridad:

**21.11.2002 US 301044**

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

**04.03.2014**

73 Titular/es:

**WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC  
(100.0%)  
P.O. BOX 355  
PITTSBURGH, PA 15230-0355, US**

72 Inventor/es:

**CHAO, YUNG-AN;  
HILL, DONALD JAMES;  
SECKER, JEFFREY ROBERT y  
HEIBEL, MICHAEL DAVID**

74 Agente/Representante:

**CARPINTERO LÓPEZ, Mario**

**ES 2 445 582 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 medición de la reactividad subcrítica

5 La presente invención se refiere a un procedimiento para medir el factor de multiplicación de neutrones subcrítico,  $K_{\text{eff}}$ , de una reacción nuclear y, más particularmente, a un procedimiento de determinación de todos los cambios de reactividad que se producen mientras un núcleo de un reactor nuclear es subcrítico.

10 En un sistema de generación de potencia de reactor de agua a presión, el calor se genera dentro del núcleo de un recipiente a presión mediante una reacción de fisión en cadena que se produce en una pluralidad de barras de combustible soportadas dentro del núcleo. Las barras de combustible se mantienen en relación de espacio dentro de los conjuntos de combustible, con el espacio entre las barras de combustible formando canales de refrigerante a través de los cuales fluye agua borada. El hidrógeno dentro del agua refrigerante modera los neutrones emitidos del uranio enriquecido en el combustible para aumentar el número de reacciones nucleares y, por lo tanto, aumentar la eficiencia del proceso. Unos manguitos de guía de las barras de control se intercalan dentro de los conjuntos de combustible en la posición de las ubicaciones de las barras de combustible y sirven para guiar las barras de control, que son operables para ser insertadas o retiradas del núcleo. Cuando se insertan, las barras de control absorben neutrones y, por lo tanto, reducen el número de reacciones nucleares y la cantidad de calor generado dentro del núcleo. El refrigerante fluye a través de los conjuntos fuera del reactor hacia el lado de los tubos de los generadores de vapor, donde el calor se transfiere al agua en el lado de la carcasa del generador de vapor a una presión inferior, lo que resulta en la generación de vapor utilizado para accionar una turbina. El refrigerante que sale del lado de los tubos del generador de vapor es impulsado por una bomba de refrigerante principal de nuevo al reactor en un ciclo de bucle cerrado para renovar el proceso.

15 El nivel de potencia de un reactor nuclear generalmente se divide en tres rangos: el rango de origen o de inicio, el rango intermedio, y el rango de potencia. El nivel de potencia del reactor se monitoriza continuamente para asegurar una operación segura. Esta monitorización se realiza típicamente mediante detectores de neutrones situados en el exterior y en el interior del núcleo del reactor para medir el flujo de neutrones del reactor. Como el flujo de neutrones en el reactor en cualquier punto es proporcional a la velocidad de fisión, el flujo de neutrones es también proporcional al nivel de potencia.

20 Se han utilizado cámaras de fisión y de ionización para medir flujo en el rango de origen, intermedio y de potencia de un reactor. Las cámaras de fisión y de ionización típicas son capaces de operar en todos los niveles de potencia normales, sin embargo, generalmente no son lo suficientemente sensibles como para detectar con precisión un flujo de neutrones de bajo nivel emitido en el rango de origen. Por lo tanto, se utilizan normalmente detectores de rango de origen de bajo nivel separados para monitorizar el flujo de neutrones cuando el nivel de potencia del reactor está en el rango de origen.

25 Las reacciones de fisión en el núcleo se producen cuando neutrones libres en el nivel de energía adecuado golpean los átomos del material fisionable contenidos dentro de las barras de combustible. Las reacciones dan como resultado la liberación de una gran cantidad de energía térmica que se extrae desde el núcleo en el refrigerante del reactor y en la liberación de neutrones libres adicionales que están disponibles para producir más reacciones de fisión. Algunos de estos neutrones liberados escapan del núcleo o son absorbidos por los absorbentes de neutrones, por ejemplo, las barras de control, y por lo tanto, no causan reacciones de fisión adicionales. Mediante el control de la cantidad de material absorbente de neutrones presente en el núcleo se puede controlar la velocidad de fisión. Siempre hay reacciones de fisión aleatorias que se producen en el material fisionable, pero cuando el núcleo está cerrado, los neutrones liberados son absorbidos a una velocidad tan alta que no se producen una serie de reacciones sostenidas. Al reducir el material absorbente de neutrones hasta que el número de neutrones en una generación dada es igual al número de neutrones en la generación anterior, el proceso se convierte en una reacción en cadena autosostenible y el reactor se dice que es "crítico". Cuando el reactor es crítico, el flujo de neutrones es más o menos seis órdenes de magnitud más alto que cuando el reactor está apagado. En algunos reactores, para acelerar el aumento de flujo de neutrones en el núcleo apagado para alcanzar intervalos de transición, en la práctica se implanta una fuente de neutrones artificial en el núcleo del reactor entre las barras de combustible que contienen el material fisionable. Esta fuente de neutrones artificial crea un aumento localizado en el flujo de neutrones para ayudar en aumentar la potencia del reactor.

30 En ausencia de una fuente de neutrones, la relación entre el número de neutrones libres en una generación respecto a los de la generación anterior se conoce como "factor de multiplicación de neutrones" ( $K_{\text{eff}}$ ) y se utiliza como una medida de la reactividad del reactor. En otras palabras, la medida de la criticidad de un núcleo nuclear es  $K_{\text{eff}}$ . Es decir, la relación de la producción de neutrones respecto a la pérdida total de neutrones que contribuye a la destrucción y a la pérdida. Cuando  $K_{\text{eff}}$  es mayor que 1, se producen más neutrones que los que se están destruyendo. Del mismo modo, cuando  $K_{\text{eff}}$  es menor que 1, están siendo destruidos más neutrones que los que se están produciendo. Cuando  $K_{\text{eff}}$  es menor que 1, el reactor se denomina como "subcrítico". Actualmente, no hay un procedimiento directo para medir cuándo se producirá la criticidad a partir de los detectores externos al núcleo del rango de origen. En la actualidad, los operadores de planta estiman cuándo se producirá la criticidad a través de una serie de procedimientos. Un procedimiento para estimar cuándo se producirá la criticidad se hace mediante el trazado de la relación inversa de la velocidad de recuento obtenida a partir del detector del rango de origen como

una función del cambio en la condición que está siendo utilizada para llevar la planta a crítica, por ejemplo, para la retirada de las barras de control. Cuando la planta pasa a crítica, la velocidad de recuento del rango de origen se aproxima a infinito y, por lo tanto, la velocidad de recuento de cambio inverso (ICRR) tiende a cero. Debido a la física de las reacciones que se producen dentro del núcleo del reactor, la curva ICRR es casi siempre convexa, y, a veces cóncava. Por lo tanto, la estimación de las condiciones en que la planta pasará a crítica a partir de la curva ICRR está sujeta a una gran incertidumbre, pero también está sujeta a un escrutinio considerable por la Comisión Reguladora Nuclear y la Organización Internacional de Energía Nuclear.

La patente US 4.588.547 divulga un procedimiento y un aparato para determinar la proximidad a la criticidad de un núcleo nuclear. La invención aprovecha el hecho de que cuando el reactor es subcrítico, el flujo de neutrones generados por una fuente de neutrones artificial, y la progenie directa por fisión, es mayor que el generado por los neutrones procedentes de fuentes naturales de neutrones en el combustible del reactor y la progenie de los neutrones. Sin embargo, este procedimiento no parece aplicable a los reactores que no utilizan fuentes de neutrones artificiales y no aborda el enfoque de la criticidad cuando un reactor se aproxima a la criticidad debido a la retirada de las barras de control.

La patente US 6.181.759 divulga otro procedimiento para estimar el factor de multiplicación de neutrones  $K_{eff}$  que implica la retirada de la barra de control y la medición de los detectores de rango de origen en una serie de intervalos de tiempo discretos separados durante una parte transitoria de la salida de rango de origen. Aunque este procedimiento parece aplicable para una gama más amplia de condiciones de arranque, todavía sólo proporciona una estimación en lugar de una medida directa, que requiere que se diseñe un margen conservador en la estimación para satisfacer los aspectos reglamentarios.

En consecuencia, sería deseable poder proporcionar unos medios para medir con más precisión cuando el núcleo del reactor se aproxima a la criticidad.

Además, sería deseable poder proporcionar un procedimiento para medir directamente los cambios de reactividad cuando el reactor es subcrítico.

Además, sería deseable poder proporcionar una medida lineal de los cambios de reactividad en el tiempo de las salidas del detector rango de origen.

El documento EP 1071098 describe un procedimiento y un aparato para determinar la proximidad a la criticidad de una unidad de generación de energía eléctrica alimentada de forma nuclear. El documento US 4305786 describe un sistema métrico de reactividad de parada para las células de almacenamiento de combustible nuclear.

El documento FR-A-1 583 839 describe un procedimiento de acuerdo con el preámbulo de la reivindicación 1.

Esta invención proporciona una medida directa del factor de multiplicación de neutrones subcrítico  $K_{eff}$  mediante la aplicación de un factor de corrección a los datos de la curva de ICRR que resulta en que los datos corregidos sean lineales en  $K_{eff}$ . El factor de corrección se deriva determinando analíticamente el impacto de la naturaleza tridimensional de un núcleo nuclear en la respuesta de los detectores externos al núcleo. A partir de la aplicación del factor de corrección, los cambios en  $K_{eff}$  conocidos, como la reactividad, se producen a partir de un cambio que se realiza al reactor, por ejemplo, la extracción de barras de control, que se puede determinar junto con el valor absoluto de  $K_{eff}$ . La aplicación del factor de corrección permite así determinar el  $K_{eff}$  incluso cuando el núcleo del reactor es profundamente subcrítico, por ejemplo,  $K_{eff}$  igual a 0,92.

La invención proporciona un procedimiento como se indica en la reivindicación 1.

Una comprensión adicional de la invención se puede obtener a partir de la siguiente descripción de las realizaciones preferidas cuando se lea conjuntamente con los dibujos adjuntos, en los que:

La figura 1 es una representación esquemática del lado primario de un sistema de generación de energía nuclear.

#### Descripción detallada de la realización preferida

La figura 1 ilustra el lado primario de una planta nuclear generadora de energía eléctrica 10, en la que un sistema de suministro de vapor nuclear 12 suministra vapor para accionar un generador de turbina (no mostrado) para producir energía eléctrica. El sistema de suministro de vapor nuclear 12 tiene un reactor de agua a presión 14 que incluye un núcleo de reactor 16 alojado dentro de un recipiente a presión 18. Las reacciones de fisión en el núcleo del reactor 16 generan calor, que es absorbido por un refrigerante del reactor, agua ligera, que pasa a través del núcleo. El refrigerante caliente se hace circular a través de tuberías de rama caliente 20 a un generador de vapor 22. El refrigerante del reactor se devuelve al reactor 14 desde el generador de vapor 22 mediante una bomba de refrigerante del reactor 24 a través de tuberías de rama fría 26. Típicamente, un reactor de agua a presión tiene al menos dos, y a menudo tres o cuatro, generadores de vapor 22, cada uno suministrado con refrigerante calentado a través de una rama caliente 20, formando con la rama fría 26 y la bomba de refrigerante del reactor 24 un bucle primario. Cada bucle primario suministra vapor al generador de turbina. Dos de dichos bucles se muestran en la

figura 1.

El refrigerante que vuelve al reactor 14 fluye hacia abajo a través de un tubo de bajada anular, y luego hacia arriba a través del núcleo 16. La reactividad del núcleo, y por lo tanto, la potencia de salida del reactor 14, se controla sobre una base a corto plazo mediante las barras de control, que pueden ser insertadas selectivamente en el núcleo. La reactividad a largo plazo se regula a través del control de la concentración de un moderador de neutrones, tal como el boro disuelto en el refrigerante. La reglamentación de concentración de boro afecta a la reactividad de manera uniforme en todo el núcleo cuando el refrigerante circula a través de todo el núcleo. Por otra parte, las barras de control afectan a la reactividad local y, por lo tanto, provocan una asimetría de la distribución de potencia axial y radial dentro del núcleo 16.

Las condiciones dentro del núcleo 16 son monitorizadas mediante varios sistemas de sensores diferentes. Estos incluyen un sistema detector externo al núcleo 28, que mide flujo de neutrones que escapa de la vasija del reactor 14. El sistema detector externo al núcleo 28 incluye detectores de rango de origen que se utilizan cuando el reactor está apagado, detectores de alcance intermedio utilizados durante el arranque y el apagado del sistema, y detectores de la rango de potencia utilizados cuando el reactor está aproximadamente un 5% por encima de la potencia. Detectores en el núcleo también se emplean típicamente durante la operación de potencia.

Las centrales nucleares y otras instalaciones nucleares, tales como piscinas de combustible nuclear gastado, no tienen ninguna medida directa de la reactividad o  $K_{eff}$  cuando la planta o la instalación son subcríticas. Las centrales nucleares actualmente estiman las condiciones a las que la planta será crítica. Esta estimación se hace generalmente sobre la base de la cantidad de barras de control retiradas y/o la concentración de boro soluble, pero otros cambios, tales como los cambios de temperatura del refrigerante, se podrían utilizar para hacer que la planta sea crítica. Una central nuclear es fundamental cuando hay una reacción en cadena autosostenida, donde la producción de neutrones es igual a la absorción de neutrones o a la pérdida desde el núcleo. La medida de criticidad para un núcleo nuclear es  $K_{eff}$ ; la relación de la producción de neutrones respecto a la pérdida de neutrones, es decir, absorción o escape del núcleo. Cuando  $K_{eff}$  es mayor que 1, se producen más neutrones que los que se están destruyendo. Del mismo modo, cuando  $K_{eff}$  es menor que 1, se pierden más neutrones de los que se están produciendo. Cuando  $K_{eff}$  es menor que 1, el reactor se conoce como que es subcrítico. La estimación de cuándo se producirá la criticidad se hace mediante el trazado de la relación inversa de la velocidad de recuento obtenida a partir de los detectores de rango de origen como una función del cambio en la condición que está siendo utilizada para llevar la planta a crítica, por ejemplo, la retirada de las barras de control. Cuando la planta pasa a crítica, la velocidad de recuento del rango de origen tiende a infinito, y la velocidad de recuento de frecuencia inversa (ICRR) tiende a cero. Debido a la física del núcleo, la curva ICRR es casi siempre de forma convexa y, a veces, cóncava. Por lo tanto, la estimación de las condiciones en las que la planta pasará a crítica a partir de la curva ICRR está sujeta a una gran incertidumbre.

Para ayudar en la predicción de la curva ICRR, se añadió la capacidad de representar fuentes de neutrones fijos a un código de la solución del flujo de neutrones estándar, por ejemplo, el código nodal avanzado, licenciado de Westinghouse Electric Company LLC, Monroeville, Pensilvania. El código de la solución de flujo estándar se utiliza para predecir el comportamiento del núcleo, por ejemplo, la distribución de energía, durante el siguiente ciclo de funcionamiento. A partir de la teoría del reactor, se puede demostrar que la respuesta del detector externo al núcleo al cambio que se utiliza para hacer que el reactor sea crítico es lineal si el núcleo nuclear es sólo un punto. Es la naturaleza dimensional del núcleo nuclear que vuelve no lineal la curva ICRR; ya sea en forma cóncava o convexa. De acuerdo con esta invención, se encontró una forma para determinar analíticamente el impacto de la naturaleza tridimensional del núcleo nuclear sobre la respuesta de los detectores externos al núcleo. Mediante la aplicación de esta información determinada analíticamente a la respuesta medida del detector externo al núcleo, se obtiene una función que es lineal en  $K_{eff}$ . Así, los cambios en  $K_{eff}$ , conocidos como la reactividad, que resultan a partir del cambio que se realiza para el reactor, se pueden determinar junto con el valor absoluto de  $K_{eff}$ . Esto tiene un enorme valor para un servicio público, ya que, con esta información, la utilidad saber en qué medida la reactividad del reactor está apagada o es subcrítica. Por lo tanto, el servicio público sabe qué tan seguro es el núcleo, cuándo el núcleo pasará a crítico ( $K_{eff} = 1,0$ ), qué cambios tendrán que hacerse para que el núcleo sea crítico y si se están cumpliendo todos los requisitos apropiados de las especificaciones técnicas. Además, el servicio público será capaz de medir los cambios de reactividad mientras el núcleo es subcrítico. Por lo tanto, es posible llevar a cabo todas mediciones de banco de control y apagado típicamente realizadas durante la prueba física de baja potencia (LPPT) mientras que la planta es subcrítica. Esto reducirá la cantidad de tiempo que la planta está cerrada por recarga de combustible, ya que la realización de la LPPT es el último evento que se produce antes de activar la planta y generar electricidad. La LPPT mide los parámetros del núcleo crítico, tales como la concentración de boro, mediante un valor de los bancos de control individuales y los coeficientes de temperatura del moderador, para demostrar que el margen de diseño es el adecuado, un paso necesario antes de permitir que el reactor vuelva a funcionar. Por lo tanto, la capacidad para llevar a cabo la mayor parte de la LPPT mientras que la planta es subcrítica tiene un valor económico significativo para un servicio público.

El factor de corrección para los datos ICRR para hacer la curva lineal se determinó a partir del análisis analítico siguiente:

1)

$$\text{Señal externa al núcleo} = \int \omega \phi \, dV = \text{SSF} * \int \phi \, dV,$$

en la que

5  $\omega$  = la fracción de neutrones procedentes de un conjunto de combustible (i, j) que alcanzan el detector externo al núcleo.  $\omega$  se determina analíticamente a partir de un código de transporte de neutrones, tal como DOT, un código de transporte ordenado discreto, disponible de Electric Power Research Institute en Palo Alto, California. Este código es una herramienta analítica para el cálculo de la cantidad de neutrones que llegan desde un conjunto dado a un detector de neutrones. DOT es un código de dos dimensiones. DORT, también disponible en el Electric Power Research Institute, es un código tridimensional que se puede emplear para este propósito de manera similar.

$\phi$  = es el flujo de neutrones en el conjunto (i, j)

10 V = el volumen del núcleo

2)

$$\begin{aligned} \text{SSF} &= \text{el factor espacial estático} \\ &= \int \omega \phi \, dV / \int \phi \, dV \end{aligned}$$

3)  $\phi$  se puede dividir en neutrones procedentes de una fuente de fisión inducida de neutrones procedentes de una(s) fuente(s) fija(s) situada(s) en el núcleo;

15 Por lo tanto,

$$\phi = \phi_f + S,$$

en la que

$\phi_f$  = neutrones procedentes de fisiones y

S = neutrones procedentes de una(s) fuente(s) de neutrones fija(s) situada(s) en el núcleo

20 4)

$$\begin{aligned} \int \phi \, dV &= \left[ \int \phi \, dV / \int S \, dV \right] * \int S \, dV, \text{ por la ecuación 3, esto es} \\ &= \left[ \int \phi \, dV / (\int \phi \, dV - \int \phi_f \, dV) \right] * \int S \, dV \\ &= \left[ 1 / (1 - \lambda_{fk}) \right] * \int S \, dV, \text{ donde} \end{aligned}$$

5)

$$\lambda_{fk} = \int \phi_f \, dV / \int \phi \, dV$$

Por lo tanto, de las ecuaciones 1 y 4, se obtiene que

25 6)

$$\begin{aligned} \text{Señal externa al núcleo} &= \text{SSF} * \left[ 1 / (1 - \lambda_{fk}) \right] * \int S \, dV, \text{ o} \\ &= \text{SSF} * \left[ (1 - \lambda_o) / (1 - \lambda_{fk}) \right] * \left[ \int S \, dV / (1 - \lambda_o) \right], \end{aligned}$$

en la que

$\lambda_o$  = el valor propio de modo fundamental que se utiliza tradicionalmente para relacionarse con la reactividad de un sistema nuclear

30 Por lo tanto,

7) ICRR = 1/Señal fuera del núcleo

La ecuación 6 puede reordenarse como sigue:

8)

$$\begin{aligned} (1 - \lambda_o) &= (1/\text{Señal ext. al núcl}) * \text{SSF} * [(1 - \lambda_o)/(1 - \lambda_{fx})]^* \int S dV, \sigma \\ &= \text{ICRR} * \text{SSF} * [(1 - \lambda_o)/(1 - \lambda_{fx})]^* \int S dV, \sigma \end{aligned}$$

$$(1 - \lambda_o^m) = \text{ICRR} * \text{SSF} * [(1 - \lambda_o^p)/(1 - \lambda_{fx})]^* \int S dV,$$

en la que

5  $\lambda_o^p$  = la medida  $K_{\text{eff}}$  del sistema

$\lambda_o^p$  = el valor propio predicho obtenido a partir de un cálculo estático, subcrítico sin fuentes de neutrones fijos

Dado que  $\int S dV$  es una constante,  $\text{SSF} * [(1 - \lambda_o^p)/(1 - \lambda_{fx})]$  es el factor de corrección a aplicar a los datos de la curva ICRR, lo que resulta en que los datos corregidos sean lineales en  $(1 - \lambda_o^m)$ , o  $K_{\text{eff}}$ , y por lo tanto, también lineal en la reactividad.

10 Se realiza a continuación un ajuste por mínimos cuadrados de los datos ICRR corregidos por  $\text{SSF} * [(1 - \lambda_o^p)/(1 - \lambda_{fx})]$ . Este ajuste por mínimos cuadrados, que es una técnica matemática común, es parte de un algoritmo de monitorización de la reactividad, que también calcula los cambios en la reactividad sobre la base de un cambio en el nivel del detector del rango de origen externo al núcleo de un estado de reactividad a otro. La extrapolación lineal de los datos ICRR corregidos a un valor de cero, donde  $K_{\text{eff}}$  es igual 1,0, determina la  $K_{\text{eff}}$  del sistema en las condiciones de medición. La diferencia en los datos corregidos entre dos conjuntos de condiciones de medición define el cambio de reactividad que se ha producido entre los dos conjuntos de condiciones de medición (por ejemplo, barra retirada respecto a barra insertada).

20 Por lo tanto, empleando el factor de corrección proporcionado por esta invención, (i) la respuesta del detector del rango de origen externo al núcleo para el núcleo nuclear, dado que el núcleo se lleva a la criticidad, puede representarse con precisión mediante una formulación analítica simple, (ii) los datos del índice de velocidad de recuento inverso (ICRR) medidos se pueden ajustar mediante una función analítica, de modo que la información medida es lineal en  $K_{\text{eff}}$  ( $\lambda_o$ ) y la reactividad, y (iii) basado en la formulación de la respuesta del detector, el factor de corrección definido por la presente invención y la respuesta del detector de medición, ahora es posible determinar con precisión los cambios de reactividad hechos mientras el núcleo es profundamente subcrítico. Los datos actuales indican que esto se puede hacer no sólo para valores de  $K_{\text{eff}}$  cercanos a 1,0, sino también para valores de  $K_{\text{eff}}$  en el rango de 0,92. Por lo tanto, basado en la formulación de la respuesta del detector, el factor de corrección definido por la presente invención y la respuesta del detector medida, ahora es posible medir la  $K_{\text{eff}}$  con precisión incluso cuando la  $K_{\text{eff}}$  está en el intervalo de 0,92.

30 La presente invención se puede emplear en numerosas aplicaciones nucleares, incluyendo, pero no limitadas a todos los tipos de sistemas de reactores, piscinas de combustible gastado, instalaciones de almacenamiento de materiales nucleares, instalaciones de fabricación nucleares e instalaciones de residuos nucleares. Para los reactores de agua a presión comerciales, esta invención se puede utilizar para una serie de propósitos incluyendo, pero no limitado a, la determinación y la proyección de la curva ICRR, la reducción de las consecuencias de un posible evento de dilución de boro, la determinación de todos los cambios de reactividad hechos mientras la planta es subcrítica y la medición de la  $K_{\text{eff}}$  mientras la planta es subcrítica. Utilizando la medida  $K_{\text{eff}}$ , se puede determinar el margen de parada de la planta, y se puede determinar la posición crítica prevista para la planta, es decir, la posición de extracción de las barras de control en la que se estima que la planta pasa a crítica. Por lo tanto, esta invención tiene un valor comercial significativo para las plantas de energía nuclear en la reducción de sus costes, en el aumento de sus ingresos, y para garantizar que las plantas cumplen con las especificaciones técnicas y que se operan de una manera segura y fiable.

Aunque las realizaciones específicas de la invención se han descrito en detalle, se apreciará por los expertos en la técnica que podrían desarrollarse diversas modificaciones y alternativas a esos detalles a la luz de las enseñanzas de la descripción. Por consiguiente, las realizaciones particulares están concebidas para ser ilustrativas y no limitativas en cuanto al alcance de la invención, que está definido por las reivindicaciones adjuntas.

45

**REIVINDICACIONES**

1. Procedimiento de monitorización de cambios de reactividad en una reacción nuclear cuando la reacción nuclear es subcrítica, que comprende las etapas de:

- 5 controlar un parámetro de la reacción nuclear que afecta a la reactividad de la reacción nuclear para alterar la reactividad;
- monitorizar una salida de un detector de rango de origen;
- determinar periódicamente un índice de velocidad de recuento inverso desde la salida del detector de rango de origen durante una porción de estado estacionario de la salida del detector de rango de origen;
- 10 aplicar un factor de corrección al índice de velocidad de recuento inverso, y
- trazar el índice de velocidad de recuento inverso determinado periódicamente – como una función del parámetro, en el que el factor de corrección hace que el trazado del índice de velocidad de recuento inverso determinado periódicamente sea sustancialmente lineal;

**caracterizado porque** el factor de corrección es

15 
$$SSF * [(1 - \lambda_o^p) / (1 - \lambda_{\mu})]$$

en la que:

$$SSF = \int \omega \phi \, dV / \int \phi \, dV$$

- 20  $\omega$  es la fracción de neutrones que se originan en la reacción nuclear que se detecta fuera de la reacción nuclear
- $\phi$  es el flujo de neutrones
- $V$  es el volumen en el que se realiza la reacción nuclear

$$\lambda_{\mu} = \int \phi_f \, dV / \int \phi \, dV$$

- 25  $\phi_f$  es el flujo de neutrones debido a fisiones
- $\lambda_o^p$  es un valor propio de modo fundamental previsto obtenido a partir de un cálculo estático subcrítico sin fuentes de neutrones fijos.

2. Procedimiento de la reivindicación 1, que incluye la etapa de aplicar un ajuste de mínimos cuadrados al trazado del índice de velocidad de recuento inverso para formar un trazado lineal.

30 3. Procedimiento de la reivindicación 1, que incluye la etapa de la extrapolación lineal del trazado del índice de velocidad de recuento inverso a los que se aplica el factor de corrección, en cero para determinar el nuevo cambio del parámetro a la criticidad.

4. Procedimiento de la reivindicación 1, en el que el parámetro es la concentración de boro del refrigerante que rodea la reacción nuclear.

35 5. Procedimiento de la reivindicación 1, en el que el parámetro es la extracción de la barra de control de la proximidad a la reacción nuclear.

6. Procedimiento de la reivindicación 1, en el que el parámetro son los cambios de temperatura en un líquido refrigerante que rodea la reacción nuclear.

7. Procedimiento de la reivindicación 1, en el que se produce la reacción nuclear dentro de un núcleo de un reactor nuclear.

40 8. Procedimiento de la reivindicación 1, en el que se produce la reacción nuclear dentro de una piscina de combustible gastado.

9. Procedimiento de la reivindicación 1, en el que la reacción nuclear ocurre dentro de una instalación de almacenamiento de materiales nucleares.

10. Procedimiento de la reivindicación 1, en el que la reacción nuclear ocurre en una planta de fabricación nuclear.

45 11. Procedimiento de la reivindicación 1, en el que la reacción nuclear ocurre dentro de una instalación de residuos nucleares.

