

OFICINA ESPAÑOLA DE PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



T3

1 Número de publicación: 2 392 809

51 Int. CI.:	
G21C 17/104	(2006.01)
G21C 19/40	(2006.01)
G01T 3/00	(2006.01)
G01T 1/00	(2006.01)

(12)

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

96 Número de solicitud europea: 09821409.1

96 Fecha de presentación: 05.10.2009

(97) Número de publicación de la solicitud: 2366185

97 Fecha de publicación de la solicitud: 21.09.2011

54 Título: Procedimiento de medición de reactividad subcrítica

³⁰ Prioridad:	73 Titular/es:
11.12.2008 US 332577	WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC (100.0%) 1000 Westinghouse Drive Cranberry Township, Bennsylvania 16066, US
 (45) Fecha de publicación de la mención BOPI: 14.12.2012 	 (72) Inventor/es: SEBASTIANI, PATRICK J.
 ⁴⁵ Fecha de la publicación del folleto de la patente: 14.12.2012 	 (74) Agente/Representante: CARPINTERO LÓPEZ, Mario

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 reactividad subcrítica

Antecedentes de la invención

1. Campo de la invención

5 La presente invención se refiere a un procedimiento para medir el factor de multiplicación de neutrones subcrítico, K_{eff}, de un reactor nuclear y, más en particular, a un procedimiento para determinar la totalidad de los cambios de reactividad que tienen lugar mientras que un núcleo de un reactor nuclear permanece subcrítico.

2. Técnica relacionada

- En un sistema de generación de potencia de reactor de agua a presión, se genera calor en el interior del núcleo de una vasija de presión mediante una reacción en cadena de fisión que tiene lugar en una pluralidad de barras de combustible soportadas en el interior del núcleo. Las barras de combustible se mantienen en una relación espacial en el interior de los conjuntos de combustible, formando el espacio entre las barras de combustible unos canales de refrigerante a través de los cuales fluye el agua borada. El hidrógeno en el agua de refrigerante modera los neutrones que se emiten a partir de uranio enriquecido en el combustible para aumentar el número de reacciones
- 15 nucleares y por lo tanto aumentan la eficiencia del proceso. Unos tubos de guía de barras de control están intercalados en el interior de los conjuntos de combustible en el lugar de las ubicaciones de las barras de combustible y sirven para guiar las barras de control, las cuales pueden accionarse para su inserción o su retirada 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 en el interior del núcleo. El refrigerante fluye a través de los
- 20 conjuntos al exterior del reactor hasta el lado de tubo de generadores de vapor en los que se transfiere calor al agua en el lado de carcasa de los generadores de vapor a una presión inferior, lo que da como resultado la generación de vapor que se usa para accionar una turbina. El refrigerante que sale del lado de tubo del generador de vapor se conduce mediante una bomba de refrigerante principal de vuelta al reactor en un ciclo de lazo cerrado para renovar el proceso.
- El nivel de potencia de un reactor nuclear se divide, en general, en tres márgenes: el margen de puesta en marcha o de la fuente, el margen intermedio y el margen de potencia. El nivel de potencia del reactor se supervisa continuamente para garantizar un funcionamiento seguro. Tal supervisión se lleva a cabo habitualmente por medio de unos detectores de neutrones colocados en el exterior y en el interior del núcleo de reactor para medir el flujo de neutrones del reactor. Debido a que el flujo de neutrones en el reactor en cualquier punto es proporcional a la tasa de fisión, el flujo de neutrones es también proporcional al nivel de potencia.

Unas cámaras de fisión y de ionización se han usado para medir el flujo en el margen de la fuente, intermedio y de potencia de un reactor. Las cámaras de fisión y de ionización típicas son capaces de funcionar a todos los niveles de potencia normales, no obstante, estos no son, en general, lo bastante sensibles para detectar con precisión el flujo de neutrones de bajo nivel emitido en el margen de la fuente. Por lo tanto, unos detectores de margen de la fuente de bajo nivel separados se usan habitualmente para supervisar el flujo de neutrones cuando el nivel de potencia del

35 de bajo nivel separados se usan habitualmente para supervisar el flujo de neutrones cuando el nivel de potencia del reactor se encuentra en el margen de la fuente.

Las reacciones de fisión en el interior del núcleo tienen lugar cuando neutrones libres al nivel de energía adecuado colisionan con los átomos del material fisionable contenido en las barras de combustible. Las reacciones dan como resultado la liberación de una gran cantidad de energía calorífica que se extrae a partir del núcleo en el refrigerante

- 40 de reactor y en la liberación de unos neutrones libres adicionales que están disponibles para producir más reacciones de fisión. Algunos de estos neutrones liberados escapan del núcleo o se absorben por absorbentes de neutrones, por ejemplo, las barras de control, y por lo tanto no dan lugar a las reacciones de fisión tradicionales. Controlando la cantidad de material absorbente de neutrones presente en el núcleo, puede controlarse la tasa de fisión. Siempre están teniendo lugar reacciones de fisión aleatorias en el material fisionable, pero cuando el núcleo
- 45 está apagado, los neutrones liberados se absorben a una tasa tan alta que no tiene lugar una serie sostenida de reacciones. Reduciendo el material absorbente de neutrones hasta que el número de neutrones en una generación dada es igual al número de neutrones en la generación previa, el proceso se vuelve una reacción en cadena autosostenida y se dice que el reactor se encuentra en un estado "crítico". Cuando el reactor es crítico, el flujo de neutrones es de aproximadamente seis órdenes de magnitud más alto que cuando está apagado el reactor. En
- 50 algunos reactores, con el fin de acelerar el aumento en el flujo de neutrones en el núcleo apagado para conseguir unos intervalos de transición prácticos, una fuente de neutrones artificial se implanta en el núcleo de 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 a poner el reactor en marcha.
- En ausencia de una fuente de neutrones, se hace referencia a la relación del número de neutrones libres en una generación con respecto a aquellos en la generación previa como el "factor de multiplicación de neutrones" (K_{eff}) y se usa como una medida de la reactividad del reactor. En otras palabras, la medida de la criticidad para un núcleo nuclear es K_{eff}, es decir, la relación de la producción de neutrones con respecto a la pérdida de neutrones total que contribuyen tanto a la destrucción como a la pérdida. Cuando K_{eff} es mayor que 1, se están produciendo más

ES 2 392 809 T3

neutrones de los que se están destruyendo. De forma similar, cuando Keff es menor que uno, más neutrones se están destruyendo de los que se están produciendo. Cuando Keff es menor que uno, se hace referencia al reactor como "subcrítico". Hasta hace relativamente poco, no se ha encontrado un procedimiento directo para medir cuándo tendrá lugar la criticidad a partir de los detectores externos al núcleo del margen de la fuente. Los operadores de

- 5 planta estimaban habitualmente cuándo tendría lugar la criticidad a través de un número de procedimientos. Un procedimiento para estimar cuándo tendrá lugar la criticidad se hace representando la relación inversa de la tasa de recuento que se obtiene a partir del detector de margen de la fuente como una función del cambio en las condiciones que se usan para hacer la planta crítica, por ejemplo, la retirada de las barras de control. Cuando la planta pasa a ser crítica, la tasa de recuento de margen de fuente se aproxima a infinito y, por lo tanto, la relación de
- 10 tasa de recuento inversa (ICRR) se hace cero. Debido a la física de la reacción que tiene lugar en el interior del núcleo del reactor, la curva de ICRR es casi siempre convexa, y a veces cóncava. Por lo tanto, la estimación de las condiciones bajo las cuales la planta pasará a ser crítica a partir de la curva de ICRR está sujeta a una gran cantidad de incertidumbre, pero también sujeta a un considerable escrutinio por parte de la Comisión Reguladora de la Energía Nuclear y el Instituto de Explotación de la Energía Nuclear.
- 15 Más recientemente, se ha ideado un procedimiento para predecir directamente cuándo el reactor pasará a ser crítico. El procedimiento se describe en la patente de los Estados Unidos 6.801.593. De acuerdo con el procedimiento, la reactividad del núcleo reactivo se aumenta mientras que se supervisa una salida de un detector de margen de la fuente. La relación de tasa de recuento inversa a partir de la salida del detector se determina de forma periódica durante una porción transitoria de la salida. Un factor de corrección se aplica a los datos de relación de
- 20 tasa de recuento inversa y los datos se representan como una función del tiempo. El factor de corrección linealiza la relación de tasa de recuento inversa de tal modo que la curva puede extrapolarse de forma predecible. El procedimiento describe, por lo tanto, un proceso de medición de reactividad de núcleo de tasa de recuento inversa corregida espacialmente. No obstante, este procedimiento no trata la precisión de la medición de reactividad de núcleo, la cual depende de la precisión de los niveles de radiación de neutrones supervisados. En particular, es muy
- 25 importante que los cambios fraccionarios en los niveles de neutrones medidos se determinen con precisión. El mayor componente de error de medición de neutrones en un detector de radiación de neutrones que funciona de forma adecuada está causado habitualmente por lo que se denomina comúnmente una "señal de fondo". La señal de fondo induce una respuesta en la medición de detector que no está causada por neutrones de fuente. Esto da como resultado unos errores en los cambios de reactividad de núcleo medidos. Con el fin de mejorar la precisión de
- 30 la medición de la población de neutrones, y de obtener una mejora correspondiente en la precisión en el proceso de medición de reactividad de relación de tasa de recuento inversa, es necesario eliminar el componente de señal de fondo con respecto a la medición antes de que la medición se use para calcular el cambio de reactividad. Hasta el presente, no se ha encontrado un procedimiento directo de determinación del contenido de la señal de fondo en una medición de señal de neutrones a partir de los detectores de neutrones típicos que se usan en las centrales de
- 35 potencia nuclear comerciales.

Por consiguiente, se desea un procedimiento del que pueda mostrarse que produce una determinación precisa del contenido de fondo de las señales de neutrones medidas en las centrales de potencia nuclear comerciales. Además, se desea un procedimiento de este tipo que no requiera de cambio alguno con respecto a las prácticas de funcionamiento o el equipo de planta de potencia nuclear comerciales existentes.

40 Sumario de la invención

45

La presente invención satisface los objetivos precedentes proporcionando un procedimiento para determinar la cercanía a la criticidad de un reactor nuclear que tiene una configuración de barras de control en una región de núcleo de la vasija de reactor y un moderador refrigerante que circula a través del núcleo. Las etapas del procedimiento supervisan en primer lugar una señal de detector de margen de la fuente durante una porción transitoria de la salida de detector para obtener un nivel de radiación de neutrones del núcleo cuando el moderador refrigerante se encuentra a una densidad que se corresponde con una primera temperatura en el margen de potencia de la fuente. La temperatura del núcleo se eleva a continuación hasta una segunda temperatura y una segunda señal de detector de margen de la fuente se supervisa para obtener un nivel de radiación de neutrones del núcleo cuando el moderador refrigerante se encuentra a una densidad que se corresponde con la segunda

50 temperatura. El procedimiento a continuación determina el componente de señal no neutrónico de fondo en base a las señales de detector de margen de la fuente primera y segunda supervisadas de acuerdo con la relación

$$N = \frac{\left\{\frac{K_{eff}^{H} - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} + \frac{R(T_{H})}{R(T_{C})} + \frac{F_{H}}{F_{C}} - 1\right\}C_{MC} - C_{MH}}{\left\{\frac{K_{eff}^{H} - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} + \frac{R(T_{H})}{R(T_{C})} + \frac{F_{H}}{F_{C}} - 1\right\} - 1}$$

El componente de señal no neutrónico de fondo se elimina entonces del nivel de radiación de neutrones supervisado que se obtiene a la segunda temperatura para obtener un nivel de radiación de neutrones ajustado de fondo, el cual se usa entonces en la relación de tasa de recuento inversa para determinar la cercanía a la criticidad.

- De forma deseable, la configuración de barras de control y la concentración del moderador permanecen sin cambios entre la supervisión de la primera señal de detector de margen de la fuente y la supervisión de la segunda señal de detector de margen de la fuente. En una realización preferente, en la determinación del componente de señal no neutrónico de fondo, el término I/ICRR_{EH} se aproxima estrechamente a partir de una relación de los valores supervisados de las señales de detector de margen de la fuente supervisada primera y segunda para llegar a un valor inicial del componente de señal no neutrónico de fondo (N). El valor inicial de N se sustrae entonces,
- 10 preferentemente, de los valores de las señales de detector de margen de la fuente supervisada primera y segunda y se calcula un valor residual de N. El proceso se repite a continuación elevando la temperatura del núcleo hasta una tercera temperatura y supervisando una tercera señal de detector de margen de la fuente durante una porción transitoria de la salida de detector cuando el moderador refrigerante se encuentra a una densidad que se corresponde con la tercera temperatura. La segunda señal de detector de margen de la fuente y la tercera señal de
- 15 detector de margen de la fuente se procesan entonces tal como se ha anteriormente para calcular un nuevo valor residual de N. El proceso se repite hasta que se determina un valor residual final de N que es menor que el límite de resolución de la medición de señal de margen de la fuente. Entonces, un valor final de N se obtiene a partir de la suma de la totalidad de los valores de N que se usan para dar el valor residual final de N.

Breve descripción de los dibujos

20 Puede obtenerse una mayor comprensión de la invención a partir de la siguiente descripción de las realizaciones preferentes cuando se leen junto con los dibujos adjuntos, en los que:

La figura 1 es una representación esquemática del lado primario de un sistema de generación de potencia nuclear; y

La figura 2 es una representación gráfica de la señal de detector de margen de la fuente relativa como una función de la temperatura de sistema de refrigerante de reactor.

25 Descripción de las realizaciones preferentes

La figura 1 ilustra el lado primario de una planta de generación de potencia eléctrica nuclear 10 en la que un sistema de suministro de vapor nuclear 12 suministra vapor para accionar un generador de turbina (que no se muestra) para producir potencia 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 en el interior de una vasija de presión 18. Las reacciones de fisión en el

- 30 interior del núcleo de reactor 16 generan calor, el cual se absorbe por un refrigerante de reactor, como agua, el cual se hace pasar a través del núcleo. El refrigerante calentado se hace circular a través de una canalización de etapa caliente 20 hasta un generador de vapor 22. El refrigerante de reactor se devuelve al reactor 14 a partir del generador de vapor 22 mediante una bomba de refrigerante de reactor 24 a partir de la canalización de etapa fría 26. Habitualmente, un reactor de agua a presión tiene por lo menos dos y a menudo tres o cuatro generadores de vapor
- 35 22, a cada uno de los cuales se suministra el refrigerante calentado a través de una etapa caliente 20, que forma con la etapa fría 26 y la bomba de refrigerante de reactor 24, un lazo primario. Cada lazo primario suministra vapor al generador de turbina. Dos lazos de este tipo se muestran en la figura 1.

El refrigerante devuelto al reactor 14 fluye hacia debajo a través de una bajada anular y a continuación hacia arriba a través del núcleo 16. La reactividad del núcleo, y por lo tanto la salida de potencia del reactor 14 se controla de una
forma a corto plazo mediante las barras de control, las cuales pueden insertarse de forma selectiva en el núcleo. La reactividad a largo plazo se regula a través del control de la concentración de un moderador de neutrones tal como boro, disuelto en el refrigerante. La regulación de la concentración de boro afecta a la reactividad del núcleo. Por otro lado, las barras de control afectan a la reactividad local y por lo tanto, dan como resultado una asimetría de la distribución de potencia axial y radial en el interior del núcleo 16.

Las condiciones en el interior del núcleo 16 se supervisan mediante varios sistemas de sensor diferentes. Los mismos incluyen un sistema de detector externo al núcleo 28, en cual mide el flujo de neutrones que escapan de la vasija de reactor 14. El detector externo al núcleo 28 incluye unos detectores de margen de la fuente que se usan cuando el reactor está apagado, unos detectores de margen intermedio que se usan durante la puesta en marcha y el apagado, y los detectores de margen de potencia que se usan cuando el reactor se encuentra por encima de

50 el apagado, y los detectores de margen de potencia que se usan cuando el reactor se encuentra por encima de aproximadamente un cinco por ciento de potencia. En los detectores de núcleo también se emplean habitualmente durante el funcionamiento de potencia.

Tal como se ha enunciado anteriormente, las plantas de potencia nuclear y otras centrales nucleares tales como las piscinas de almacenamiento de combustible nuclear gastado, no tienen una medición directa precisa de la reactividad o K_{eff} cuando la planta o central es subcrítica. Tal como se ha mencionado anteriormente, la estimación de cuándo tendrá lugar la criticidad se hace representando la relación inversa de la tasa de recuento que se obtiene a partir de los detectores de margen de la fuente como una función del cambio en la condición que se usa para llevar la planta a criticidad, por ejemplo, la retirada de las barras de combustible. Cuando la planta pasa a ser crítica, la

ES 2 392 809 T3

tasa de recuento de margen de fuente se aproxima a infinito y la relación de recuento inverso se hace cero. Tal como se describe en la patente de los Estados Unidos 6.801.593, puede mostrarse que la respuesta del detector externo al núcleo al cambio que se usa para hacer el reactor crítico es lineal si el núcleo nuclear es sólo un punto. Es la naturaleza dimensional del núcleo nuclear la que hace la curva de ICRR no lineal. De acuerdo con el

- 5 procedimiento señalado en la patente precedente, un factor de corrección puede determinarse de forma analítica y aplicarse a la respuesta de detector externo al núcleo medida para establecer una función que es lineal en Keff. Por lo tanto, los cambios en Keff, que se conocen como reactividad, que son resultado del cambio que se está realizando al reactor, pueden determinarse junto con el valor absoluto de Keff. Se hace referencia a la tasa de recuento inversa linealizada como la tasa de recuento inversa corregida espacialmente (SCICR). Esto presenta un enorme valor para
- la compañía suministradora debido a que, con la presente información, la compañía suministradora sabrá con 10 cuánta reactividad el reactor se apaga o es subcrítico. Por lo tanto, la compañía suministradora sabrá cómo de seguro es el núcleo, cuando el núcleo se está volviendo crítico (Keff = 1,0), qué cambios habrán de realizarse para hacer el núcleo crítico y si se cumple la totalidad de los requisitos de especificaciones técnicas adecuados. Además, el presente procedimiento posibilita que las compañías suministradoras midan los cambios de reactividad mientras
- 15 que el núcleo es subcrítico. Por lo tanto, es posible realizar las mediciones de banco de apagado y de control que se realizan habitualmente durante la realización de pruebas de física de baja potencia, mientras que la planta es subcrítica. Esto reducirá la cantidad de tiempo que la planta está apagada para su recarga de combustible, debido a que la realización de las pruebas de física de baja potencia es el último acontecimiento que tiene lugar antes de poner la planta en marcha y generar electricidad. La realización de pruebas de física de baja potencia mide unos
- 20 parámetros de núcleo crítico tales como la concentración de boro, el valor de los coeficientes de temperatura de moderador y de bancos de control individuales para mostrar que el margen de diseño es adecuado, una etapa necesaria antes de que se permita que el reactor vuelva a encenderse. La presente invención toma el procedimiento que se describe en la patente de los Estados Unidos 6.801.593 una etapa más allá, determinando la componente de "ruido" o "de fondo" constante de una señal de detector de margen de la fuente medida para proporcionar una
- 25 medición más exacta para reducir los márgenes que están incorporados en las determinaciones de criticidad debido a la incertidumbre asociada con la determinación.

Por consiguiente, de acuerdo con el presente procedimiento, se puede caracterizar la tasa de recuento de margen de fuente (SR) medida en algún instante, seguido de la compleción de una recarga de núcleo durante una parada de recarga de combustible con la temperatura del sistema de refrigerante de reactor (RCS) a aproximadamente 90 °F (32,2 °C) (es decir, unas condiciones en frío) según sigue:

C_{MC} = tasa de recuento de SR medida con elreactor en unas condiciones en frío = Φ + N (1)

El símbolo Φ representa el flujo de neutrones térmico en el núcleo cerca del detector de SR al completarse la carga del núcleo y la compleción del voltaje de funcionamiento de detector de SR y los ajustes de configuración de discriminador. La variable N representa la porción no inducida por neutrones de la señal de tasa de recuento de SR medida. El componente N está compuesto por impulsos de SR causados por unas interacciones gamma de alta energía en el volumen activo del detector de SR, y unos impulsos causados por el "ruido" eléctrico contenido en la señal de SR medida. El valor de la tasa de recuento de SR que debería existir seguido de un aumento de temperatura de reactor (C_{EH}), suponiendo que no existe un componente de señal no inducida por neutrones en la señal de SR medida, (C_{MC}), está dado por la expresión:

$C_{EH} = MC_{MC} = M(\Phi + N)$ 40

30

35

55

(2)

El valor del factor M incluye los efectos que los cambios en la densidad de agua de reactor, los cambios en la reactividad de núcleo, y los cambios en la distribución de potencia del núcleo tienen sobre el cambio esperado en la tasa de recuento de SR medida a medida que la temperatura de refrigerante de reactor aumenta, suponiendo que no existe un componente de señal de SR no inducida por neutrones. Si un componente de señal de SR no neutrónico 45 se encuentra presente, es probable que la señal de fondo esté compuesta por una combinación de radiación gamma de alta energía y unos impulsos inducidos por ruido eléctrico. La mayor parte de la radiación gamma de alta energía procede de la vasija de reactor. Las fuentes potenciales de ruido eléctrico son multitud, y se encuentran en el exterior de la vasija de reactor. Por consiguiente, no es probable que ninguno de estos componentes de señal de SR no neutrónicos se vea influenciado de forma significativa por cambios en la temperatura de refrigerante de reactor. Por lo tanto, la tasa de recuento de SR real medida seguido de un aumento de temperatura (C_{MH}) puede expresarse

50 mejor:

$C_{MH} = M\Phi + N$

(3)

La diferencia entre el valor de la tasa de recuento esperada después de un aumento de temperatura, suponiendo una señal de neutrones "pura", y la tasa de recuento medida después del aumento de temperatura (CEH y CMH, respectivamente) puede usarse para determinar el valor del componente de señal no neutrónico N. Los cálculos algebraicos para el presente cálculo son según sigue:

$$C_{EH} - C_{MH} = M(\Phi + N) - (M\Phi - N)$$

o
$$C_{EH} - C_{MH} = MN - N$$

o
$$C_{EH} - C_{MH} = N(M - 1)$$

(4a, b, c)

Resolviendo para N:

usando un enfoque de cambio diferencial según sigue:

$$N = \frac{C_{\rm EH} - C_{\rm MH}}{M - 1} \tag{5}$$

Por medio de la ecuación 2, el valor de C_{EH} puede expresarse en términos de MC_{MC} , lo que permite que N se exprese como:

$$N = \frac{MC_{\rm MC} - C_{\rm MH}}{M - 1} \tag{6}$$

10

15

25

5

El valor de *M* ha de calcularse antes de la determinación del valor de fondo N. El valor de *M* es una función del cambio en la densidad del refrigerante de reactor que tiene lugar entre las temperaturas inicial y final durante el calentamiento. El valor de *M* es también una función de los cambios de reactividad que pueden tener lugar durante el calentamiento y los cambios en la tasa de recuento de SR debido a los efectos de redistribución espacial de los cambios de la concentración de boro y la temperatura de RCS y durante el calentamiento. Una forma conveniente de determinar el valor de *M* es establecer un modelo analítico de la tasa de recuento de SR cuya existencia se espera, seguido del aumento de temperatura que se define anteriormente en la ecuación 2. El valor de *C*_{EH} puede modelarse

$$C_{EH} = C_{MC} + \frac{\partial C}{\partial T} \Delta T + \frac{\partial C}{\partial K_{eff}} \Delta K_{eff} + \frac{\partial C}{\partial F} \Delta F$$
(7)

20 El término diferencial de K_{eff} se expresa en términos de los cambios en las tasas de recuento y K_{eff} a las temperaturas caliente y fría como:

$$\frac{\partial C}{\partial K_{eff}} = \frac{C_{EH} - C_{MC}}{K_{eff}^{H} - K_{eff}^{C}}$$
(8)

La expresión para la ICRR corregida espacialmente puede usarse para expresar el diferencial en términos de la tasa de recuento. Suponiendo que la tasa de recuento de condición de referencia es C_{MC} , la ICRR esperada en la condición en caliente (ICRREH) es:

$$ICRR_{EH} = \frac{C_{MC}}{C_{EH}} = \frac{1 - K_{eff}^{H}}{1 - K_{eff}^{C}}$$

$$\tag{9}$$

Esta expresión puede reordenarse para expresar C_{EH} en términos de C_{MC} . Esta expresión es:

$$C_{EH} = \frac{1 - K_{eff}^C}{1 - K_{eff}^H} C_{MC}$$
⁽¹⁰⁾

La expresión en la ecuación 10 puede sustituirse de vuelta a la ecuación 8 para dar la expresión:

$$\frac{\partial C}{\partial K_{eff}} = \frac{\left[\frac{1-K_{eff}^{C}}{1-K_{eff}^{H}}-1\right]C_{MC}}{K_{eff}^{H}-K_{eff}^{C}}$$
(11)

30

La multiplicación de la ecuación 11 por el cambio esperado en K_{eff} produce el término que representa el cambio total esperado en la tasa de recuento debido al cambio esperado en la reactividad cuando aumenta la temperatura de reactor. Esta expresión es:

$$\frac{\partial C}{\partial K_{eff}} \Delta K_{eff} = \left[\frac{1 - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} - 1\right] C_{MC}$$
(12)

5 La ecuación 12 puede expresarse también:

$$\frac{\partial C}{\partial K_{eff}} \Delta K_{eff} = \left[\frac{K_{eff}^{H} - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} \right] C_{MC}$$
(13)

10

15

El término de diferencial de temperatura es el cambio en la tasa de recuento debido sólo a los cambios en la densidad de agua de reactor. El impacto que los cambios en la densidad de agua tienen sobre la tasa de recuento medida durante la Medición de Valor de Barra Subcrítica (SRWM) puede deducirse usando el procedimiento que se usa para determinar el Factor de Atenuación de Temperatura de Bajada (DTAF). La figura 1 muestra la relación entre la tasa de recuento relativa como una función del aumento de temperatura de RCS (R(T)) que se determina a partir del modelote DTAF que se usa para los reactores de cuatro lazos de Westinghouse en el sitio A. El ajuste polinómico que se deduce a partir de los datos que se muestran se muestra también en la figura 1. La expresión polinómica para R puede usarse para deducir la expresión que se necesita para la relación entre los cambios en la tasa de recuento como una función de los cambios en la temperatura de RCS. El término de diferencial de temperatura que se muestra en la ecuación 7 puede representarse mediante la expresión:

$$\frac{\partial C}{\partial T} = \frac{C_{MC}}{R(T_c)} \frac{dR}{dT}$$
(14)

El cambio total en el valor de C_{EH} impulsado por el aumento de temperatura puede expresarse entonces:

$$\frac{\partial C}{\partial T}\Delta T = \frac{C_{MC}}{R(T_C)}\frac{dR}{dT}(T_H - T_C) = \frac{C_{MC}}{R(T_C)} \left\{\frac{R(T_H) - R(T_C)}{T_H - T_C}\right\} (T_H - T_C)$$
(15)

20 La ecuación 15 se reduce a:

$$\frac{\partial C}{\partial T} \Delta T \cong C_{MC} \left\{ \frac{R(T_H)}{R(T_C)} - 1 \right\}$$
(16)

La expresión para el cambio esperado en la tasa de recuento en frío debido un cambio en el factor de corrección espacial (F) se desarrolla de una forma similar que se usa para el término de cambio de temperatura. El término diferencial en F puede aproximarse:

$$\frac{\partial C}{\partial F} \cong \frac{C_{EH} - C_{MC}}{F_H - F_C} \tag{17}$$

25

El valor de C_{EH} esperado debido al cambio en la temperatura puede expresarse en términos de C_{MC} usando la expresión:

$$C_{EH} = \frac{F_H}{F_C} C_{MC}$$
(18)

 F_H y F_C son los factores de corrección espacial a las condiciones de temperatura fría y caliente, respectivamente. La sustitución de la ecuación 18 en la ecuación 17 y su reordenación produce la expresión:

$$\frac{\partial C}{\partial F} \Delta F \cong C_{MC} \left\{ \frac{F_H}{F_C} - 1 \right\}$$
(19)

La sustitución de las expresiones de producto a partir de las ecuaciones 13, 16 y 19 en las ubicaciones adecuadas en la ecuación 7 proporciona la siguiente expresión para C_{EH} :

$$C_{EH} = \left\{ \frac{K_{eff}^{H} - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} + \frac{R(T_{H})}{R(T_{C})} + \frac{F_{H}}{F_{C}} - 1 \right\} C_{MC}$$
(20)

5 La ecuación 3 proporciona la definición de *C*_{EH}, como el producto de *M* y *C*_{MC}. Un examen de la ecuación 20 muestra que el valor de *M* ha de ser igual a:

$$M = \left\{ \frac{K - \frac{H}{eff} - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} + \frac{R(T_{H})}{R(T_{C})} + \frac{F_{H}}{F_{C}} - 1 \right\}$$
(21)

La ecuación 21 puede sustituirse en la ecuación 6 para desarrollar una nueva expresión para N. La ecuación 6 se vuelve:

$$N = \frac{\left\{\frac{K_{eff}^{H} - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} + \frac{R(T_{H})}{R(T_{C})} + \frac{F_{H}}{F_{C}} - 1\right\}C_{MC} - C_{MH}}{\left\{\frac{K_{eff}^{H} - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} + \frac{R(T_{H})}{R(T_{C})} + \frac{F_{H}}{F_{C}} - 1\right\} - 1}$$
(22)

10

15

20

25

Con el fin de determinar N con precisión, es importante que cada uno de los parámetros enumerados en la ecuación 22 sea o bien conocido o bien que los cambios en los parámetros se mantengan pequeños, lo que permite que sus efectos se desprecien sin afectar al valor de N. Los parámetros asociados con los cambios en Keff y F son en base a cálculos de modelo de diseño nuclear. La validez del modelo de diseño nuclear no puede establecerse hasta después de que se complete la SRWM. Por consiguiente, la validez de los parámetros de Keff y F no se conoce hasta después de que ha transcurrido la necesidad de usar éstos parámetros para el cálculo de N. lo que sugiere que los cambios en estos parámetros deberían mantenerse pequeños de tal modo que el valor de N no se vea influenciado de forma significativa. La presente metodología se aplicó a los datos de calentamiento de RCS que se obtienen a partir de la unidad 1 del sitio A durante el ciclo de funcionamiento 21 y la unidad 2 durante el ciclo de funcionamiento 16. Los valores de fondo para ambas unidades se dedujeron usando unos datos de aumento de temperatura de RCS desde aproximadamente 90 °F (32,2 °C) hasta aproximadamente 180 °F (82,2 °C) a una posición de barra y una concentración de boro constante. La tabla 1 muestra el impacto que los ajustes de tasa de recuento de fondo determinados tienen sobre los resultados de boro crítico. Los resultados que se muestran en la tabla 1 muestran que la aplicación de la corrección de fondo calculada usando el procedimiento de la presente invención da lugar a una mejora dramática en la precisión del boro crítico de Todas las Barras Fuera (ARO) calculado en relación con la concentración de boro crítica de ARO real. Esta mejora de la precisión se observa en ambas unidades del sitio A.

Unidad/ Ciclo	Corrección de fondo N31	Corrección de fondo N32	Boro de ARO crítico calculado original	Concentración de boro de ARO crítica calculada corregida de fondo	Concentración de boro de ARO crítica medida
	(cps)	(cps)	(ppm)	(ppm)	(ppm)
Unidad 2, Ciclo 16	5	5	1.412	1.376	1.367
Unidad 1, Ciclo 21	6	6	1.813	1.758	1.758

30

A pesar de que se han descrito con detalle unas realizaciones específicas de la invención, los expertos en la técnica apreciarán que podrían desarrollarse varias modificaciones y alternativas a esos detalles a la luz de las enseñanzas globales de la divulgación. Por consiguiente, se pretende que las realizaciones particulares que se dan a conocer sean sólo ilustrativas y no limitantes en lo que respecta al alcance de la invención, a la cual ha de darse toda la amplitud de las reivindicaciones adjuntas y cualquiera y todos los equivalentes de las mismas.

5

REIVINDICACIONES

1. Un procedimiento de determinación de la cercanía a la criticidad de un reactor nuclear que tiene una configuración de barras de control en una región de núcleo de una vasija de reactor nuclear y un moderador refrigerante que circula a través del mismo, que comprende las etapas de:

- 5 Supervisar una primera señal de detector de margen de la fuente (C_{MC}) durante una porción transitoria de la señal de detector para obtener un nivel de radiación de neutrones del núcleo cuando el moderador refrigerante se encuentra a una densidad que se corresponde con una primera temperatura; Elevar la temperatura del núcleo hasta una segunda temperatura;
- Supervisar una segunda señal de detector de margen de la fuente (C_{MH}) durante una porción transitoria de la señal de detector para obtener un nivel de radiación de neutrones del núcleo cuando el moderador refrigerante se encuentra a una densidad que se corresponde con la segunda temperatura, teniendo cada una de la primera señal de detector de margen de la fuente supervisada y la segunda señal de detector de margen de la fuente supervisada un componente de señal no neutrónico de fondo (N);
- Determinar el componente de señal no neutrónico de fondo en base a las señales de detector de margen de la fuente primera y segunda supervisadas de acuerdo con la relación

$$N = \frac{\left\{\frac{K_{eff}^{H} - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} + \frac{R(T_{H})}{R(T_{C})} + \frac{F_{H}}{F_{C}} - 1\right\}C_{MC} - C_{MH}}{\left\{\frac{K_{eff}^{H} - K_{eff}^{C}}{1 - K_{eff}^{H}} + \frac{R(T_{H})}{R(T_{C})} + \frac{F_{H}}{F_{C}} - 1\right\} - 1}$$

Eliminar el componente de señal no neutrónico de fondo con respecto al nivel de radiación de neutrones supervisado que se obtiene a la segunda temperatura para obtener un nivel de radiación de neutrones ajustado de fondo; y

20

Determinar la cercanía a la criticidad en base al nivel de radiación de neutrones ajustado de fondo.

2. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 1, en el que el reactor nuclear es un reactor de agua ligera a presión.

3. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 2, en el que el moderador es agua borada.

4. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 1, en el que la configuración de barras de control y una
 concentración del moderador permanecen sin cambios entre la supervisión de la primera señal de detector de margen de la fuente y la supervisión de la segunda señal de detector de margen de la fuente.

5. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 4, en el que, en la etapa de determinación del componente de señal no neutrónico de fondo, el término $1/ICRR_{EH}$ se aproxima estrechamente de una relación de los valores supervisados de C_{MH} y C_{MC} para llegar a un valor inicial de N.

- 30 6. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 5, que incluye la etapa de sustraer el valor inicial de N de los valores de C_{MH} y C_{MC} y de calcular el valor residual de N.
 - 7. El procedimiento de acuerdo con la reivindicación 6, que incluye las etapas de:

Elevar la temperatura del núcleo hasta una tercera temperatura;

- Supervisar una tercera señal de detector de margen de la fuente durante una porción transitoria de la señal de detector para obtener un nivel de radiación de neutrones del núcleo cuando el moderador refrigerante se encuentra a una densidad que se corresponde con la tercera temperatura; Determinar N a partir de la segunda señal de detector de margen de la fuente y la tercera señal de detector de
- margen de la fuente usando la aproximación para 1/ICRR_{EH};
 Calcular un nuevo valor residual de N;
 Repetir el proceso precedente hasta que se determina un valor residual final de N que es menor que el límite de
- resolución de una medición de la señal de margen de la fuente; y Determinar un valor final de N a partir de la suma de la totalidad de los valores de N que se usan para dar el valor residual final de N.



