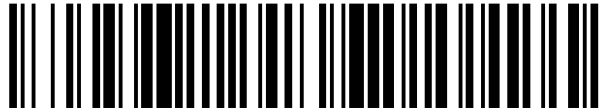


19



OFICINA ESPAÑOLA DE
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **3 015 739**

51 Int. Cl.:

G21D 3/00	(2006.01)
G21C 17/104	(2006.01)
G21C 17/108	(2006.01)
G06F 17/18	(2006.01)
G21D 3/04	(2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

86 Fecha de presentación y número de la solicitud internacional: **12.12.2018 PCT/US2018/065102**

87 Fecha y número de publicación internacional: **29.08.2019 WO19164570**

96 Fecha de presentación y número de la solicitud europea: **12.12.2018 E 18907212 (7)**

97 Fecha y número de publicación de la concesión europea: **20.11.2024 EP 3724897**

54 Título: **Técnica de proyección de sesgo de reactividad del núcleo subcrítico**

30 Prioridad:
12.12.2017 US 201762597571 P

45 Fecha de publicación y mención en BOPI de la traducción de la patente:
07.05.2025

73 Titular/es:
**WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC
(100.00%)
1000 Westinghouse Drive, Suite 141
Cranberry Township, PA 16066, US**

72 Inventor/es:
**SEBASTIANI, PATRICK, J.;
DICUS, MARK, W. y
GROBMYER, LOUIS, R.**

74 Agente/Representante:
DEL VALLE VALIENTE, Sonia

ES 3 015 739 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

Técnica de proyección de sesgo de reactividad del núcleo subcrítico

5 **Referencia cruzada a solicitudes relacionadas**

Esta solicitud de patente reivindica el beneficio prioritario en virtud del artículo 35 del Código de los Estados Unidos apartado 119 (e) de la solicitud provisional US-62/597.571 presentada el 12 de diciembre de 2017, cuyo contenido se incorpora a la presente memoria como referencia.

10

Antecedentes

1. Campo

15 El concepto descrito se refiere de forma general a métodos para predecir cuándo el núcleo de un reactor nuclear pasará a ser crítico y, más específicamente, a un método para determinar un sesgo de reactividad global del núcleo y las correspondientes condiciones críticas estimadas del núcleo de un reactor nuclear antes de alcanzar la criticidad del reactor.

20 2. Técnica relacionada

En un sistema generador de energía con reactor de agua presurizada, el calor se genera dentro del núcleo de un recipiente a presión mediante una reacción en cadena de fisión que se produce en una pluralidad de barras de combustible soportadas dentro del núcleo. Las barras de combustible se mantienen en una relación espaciada dentro de los conjuntos de combustible, y el espacio entre las barras de combustible forma canales de refrigerante a través de los cuales fluye agua borada. El hidrógeno en el agua refrigerante modera los neutrones emitidos por el uranio enriquecido dentro de las barras de combustible para incrementar el número de reacciones nucleares y, por tanto, aumentar la eficiencia del proceso. Los manguitos de guía de las barras de control están intercalados dentro de los conjuntos de combustible en la localización de las barras de combustible y sirven para guiar las barras de control que funcionan para insertarse o extraerse del núcleo. Cuando se insertan, las barras de control absorben neutrones y por tanto reducen el número de reacciones nucleares y la cantidad de calor generado dentro del núcleo. El refrigerante fluye a través de los conjuntos del reactor al lado del tubo de los generadores de vapor donde el calor se transfiere al agua en el lado de la carcasa de los generadores de vapor a una presión más baja, que da lugar a la generación de vapor utilizado para impulsar una turbina. El refrigerante que sale por el lado del tubo del generador de vapor es impulsado por una bomba de refrigerante principal de vuelta al reactor, en un ciclo de circuito cerrado, para renovar el proceso.

De forma general, el nivel de potencia de un reactor nuclear se divide en tres intervalos: el intervalo de fuente o arranque, el intervalo intermedio y el intervalo de potencia. El nivel de potencia del reactor se monitoriza continuamente para garantizar un funcionamiento seguro. De forma típica, dicha monitorización se lleva a cabo por medio de detectores de neutrones situados fuera y dentro del núcleo del reactor para medir el flujo de neutrones del reactor. Dado que el flujo de neutrones en el reactor en cualquier punto es proporcional a la velocidad de fisión, el flujo de neutrones también es proporcional al nivel de potencia.

Se han utilizado cámaras de fisión e ionización para medir el flujo en el intervalo de fuente, intermedio y de potencia de un reactor. Las cámaras de fisión e ionización típicas son capaces de funcionar a todos los niveles de potencia normales; sin embargo, por lo general no son lo suficientemente sensibles como para detectar con precisión el flujo de neutrones de bajo nivel emitido en el intervalo de fuente. Por tanto, se utilizan de forma típica detectores de intervalo de fuente de bajo nivel separados para monitorizar el flujo de neutrones cuando el nivel de potencia del reactor está en el intervalo de fuente.

Las reacciones de fisión dentro del núcleo se producen cuando los neutrones libres con el nivel de energía adecuado chocan con los átomos del material fisionable contenido en las barras de combustible. Las reacciones dan lugar a la liberación de una gran cantidad de energía térmica que se extrae del núcleo en el refrigerante del reactor y a 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 absorbentes de neutrones, por ejemplo, barras de control, y por eso no provocan reacciones de fisión tradicionales. Controlando la cantidad de material absorbente de neutrones presente en el núcleo, puede controlarse la velocidad de fisión. Siempre se producen reacciones de fisión aleatorias en el material fisionable, pero cuando el núcleo se apaga, los neutrones liberados se absorben a una velocidad tan alta que no se produce una serie sostenida de reacciones. Al reducir el material absorbente de neutrones hasta que el número de neutrones de una generación dada sea igual al número de neutrones de la generación anterior, el proceso se convierte en una reacción en cadena autosostenida y se dice que el reactor es "crítico". Cuando el reactor es crítico, el flujo de neutrones es aproximadamente seis órdenes de magnitud mayor que cuando el reactor está apagado. En algunos reactores, para acelerar el incremento del flujo de neutrones en el núcleo apagado para lograr intervalos de transición prácticos, 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 artificiales crea un aumento localizado en el flujo de neutrones para ayudar a que el reactor entre en funcionamiento.

En ausencia de una fuente de neutrones, la relación entre el número de neutrones libres de una generación y los de la generación anterior se denomina “factor de multiplicación de neutrones” (K_{eff}) y se utiliza como medida de la reactividad del reactor. En otras palabras, la medida de la criticidad de un núcleo nuclear es K_{eff} , es decir, la relación entre la producción de neutrones y la pérdida total de neutrones que contribuye tanto a la destrucción como a la pérdida. Cuando K_{eff} es mayor que 1, se producen más neutrones de los que se destruyen. De forma similar, cuando K_{eff} es inferior a uno, se destruyen más neutrones de los que se producen. Cuando K_{eff} es inferior a uno, al reactor se denomina “subcrítico”. Hasta hace relativamente poco, no había ningún método directo para medir cuándo se produciría la criticidad en los detectores “excore” (de fuera del núcleo) del intervalo de fuente. Los operarios de la planta suelen estimar cuándo se producirá la criticidad a través de varios métodos. Un método para estimar cuándo se producirá la criticidad se lleva a cabo trazando la relación inversa de la velocidad de recuento obtenida del detector de intervalo de fuente como función del cambio en las condiciones utilizadas para hacer que la planta sea crítica, por ejemplo, la retirada de las barras de control. Cuando la planta se vuelve crítica, la tasa de recuento del intervalo de fuente se acerca a infinito y, por eso, la relación de tasa de recuento inverso (ICRR) pasa a cero. Debido a la física de la reacción que se produce dentro del núcleo del reactor, la curva ICRR casi nunca es lineal. Los cambios de posición de las barras de control tienen un impacto significativo en la forma de la curva ICRR. Por lo tanto, la estimación de las condiciones en las que la planta pasará a ser crítica a partir de la curva ICRR está sujeta a mucha incertidumbre, pero también está sujeta a un escrutinio considerable por la Comisión Reguladora Nuclear y el Instituto de Operaciones de Energía Nuclear de los Estados Unidos.

Más recientemente, se ha diseñado un método para predecir directamente cuándo el reactor se volverá crítico. El método se describe en la patente US-6.801.593. Según dicho método, la reactividad del núcleo aumenta mientras se monitoriza una salida de un detector de intervalo de fuente. Un factor de corrección linealiza el ICRR para que la curva pueda extrapolarse de forma predecible. Por tanto, el método describe un proceso de medición de la reactividad del núcleo con tasa de recuento inverso corregida espacialmente. Sin embargo, este método no aborda la precisión de la medición de la reactividad del núcleo, que depende de la precisión de los niveles de radiación de neutrones medidos. En particular, es muy importante que los cambios incrementales en los niveles de neutrones medidos se determinen con precisión. El mayor componente de error de la medición de neutrones en un detector de radiación de neutrones que funciona correctamente suele deberse a lo que comúnmente se denomina una “señal de fondo”. La señal de fondo induce una respuesta en la medición del detector que no es causada por neutrones de la fuente. Esto da lugar a errores en los cambios de reactividad del núcleo medidos. Para mejorar la precisión de la medición de la población de neutrones y obtener una mejora correspondiente en la precisión del proceso de medición de la reactividad conforme a la ICRR, es necesario eliminar cualquier componente significativo de la señal de fondo de la medición para que la medición pueda utilizarse para calcular el cambio de reactividad. Antes de la patente US-7.894.565 no había ningún método directo para determinar el contenido de la señal de fondo en una medición de la señal de neutrones de los detectores de neutrones típicos utilizados en las instalaciones comerciales de energía nuclear. La patente US-7.894.565 proporciona uno de tales métodos, pero todavía hay margen para mejorar la estimación de cuándo el núcleo se volverá crítico. Además, actualmente existe la necesidad de un método que pueda determinar si el núcleo funciona según lo diseñado y si existen anomalías, antes de que el núcleo se vuelva crítico. Actualmente, tal análisis solo puede llevarse a cabo después de que el núcleo se vuelva crítico como parte del proceso de pruebas físicas de baja potencia, que debe concluirse con éxito antes de llevar al reactor a su máxima potencia. Del documento US 2011/002432 A1 se conoce otro programa de pruebas de física subcrítica que hace uso de conjuntos de manguitos de instrumentación internos al núcleo autoalimentados con vanadio para proporcionar una distribución de potencia medida real que se utiliza para confirmar que el núcleo funcionará según lo diseñado.

Resumen

El concepto descrito proporciona un método como se define en la reivindicación 1 para determinar el sesgo global de reactividad del núcleo para un núcleo de reactor nuclear con un K_{eff} inferior a 1. El método comprende la etapa de medir el flujo de neutrones subcrítico (es decir, la respuesta medida del detector de neutrones) para uno o más estados del núcleo del reactor. El método también incluye la etapa de calcular una predicción de un flujo de neutrones subcrítico corregido espacialmente (es decir, la respuesta prevista del detector de neutrones) para uno o más estados del núcleo del reactor. Después, el método determina una diferencia entre la respuesta medida y la prevista del detector de neutrones y registra la diferencia como el sesgo global de reactividad del núcleo. En una realización del método, la etapa de medición se toma de la salida del detector de intervalo de la fuente y, preferiblemente, las etapas de medición, cálculo y determinación se llevan a cabo en una pluralidad de condiciones subcríticas de estado estacionario, es decir, puntos de estado. De forma deseable, la pluralidad de condiciones subcríticas en estado estacionario se obtiene reposicionando las barras de control mientras se mantienen las otras condiciones del núcleo en estado estacionario.

El método también puede incluir la etapa de utilizar estadísticas de regresión de las mediciones y predicciones de la respuesta del detector de neutrones y aplicar un criterio cuantitativo de medición a la predicción en las estadísticas de regresión para detectar diversas anomalías del núcleo mientras la planta esté en una condición subcrítica y antes de que la planta alcance la criticidad. El método puede incluir además la etapa de determinar el sesgo de reactividad entre un núcleo previsto y un núcleo real (es decir, un núcleo tal como está ensamblado tras la construcción inicial o

el reabastecimiento) determinando el ajuste de reactividad analítica uniforme, que es el sesgo de reactividad global sistemático, requerido para conciliar los datos del flujo de neutrones medidos con la respuesta prevista del detector de neutrones.

- 5 El método puede llevarse a cabo mediante un dispositivo de procesamiento programado para llevar a cabo el método. Las instrucciones para llevar a cabo el método pueden capturarse en un medio legible por máquina, para su uso por un dispositivo de procesamiento al llevar a cabo el método.

Breve descripción de los dibujos

- 10 Puede obtenerse una comprensión adicional del concepto descrito a partir de la siguiente descripción de las formas de realización preferidas cuando se lee en conjunción con los dibujos adjuntos, en los que la Figura 1 es una representación esquemática del lado principal de un sistema de generación de energía nuclear.

15 Descripción

- La Figura 1 ilustra el lado principal de una planta generadora de energía eléctrica nuclear 10 en la que un sistema 12 de suministro de vapor nuclear suministra vapor para accionar un generador de turbina (no mostrado) para producir energía eléctrica. El sistema 12 de suministro de vapor nuclear tiene un reactor 14 de agua presurizada que incluye un núcleo 16 de reactor alojado dentro de un recipiente 18 a presión. Las reacciones de fisión dentro del núcleo 16 del reactor generan calor, que es absorbido por un refrigerante del reactor, agua ligera, que pasa a través del núcleo. El refrigerante calentado se hace circular a través de tubos 20 de tramo caliente hasta un generador 22 de vapor. El refrigerante del reactor se devuelve al reactor 14 desde el generador 22 de vapor mediante una bomba de refrigerante del reactor 24 a través de tuberías 26 de tramo frío. De forma típica, un reactor de agua presurizada tiene al menos dos y, a menudo, tres o cuatro generadores 22 de vapor, cada uno alimentado con refrigerante calentado a través de un tramo caliente 20, que, junto con el tramo frío 26 y la bomba 2 de refrigerante del reactor forman un circuito primario. Cada circuito primario suministra vapor al generador de turbina. Uno de estos circuitos se muestra en la Figura 1.

- El refrigerante devuelto al reactor 14 fluye hacia abajo a través de un tubo descendente anular y, a continuación, hacia arriba a través del núcleo 16. La reactividad del núcleo y, por lo tanto, la potencia de salida del reactor 14, se controla a corto plazo mediante barras de control, que pueden insertarse de forma selectiva en el núcleo. La reactividad a largo plazo se regula mediante el 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 de modo uniforme en todo el núcleo a medida que el refrigerante circula por todo el núcleo. Por otro lado, las barras de control afectan a la reactividad local y, por lo tanto, ocasionan una asimetría de la distribución de potencia axial y radial dentro del núcleo 16.

- Las condiciones dentro del núcleo 16 son monitorizadas por varios sistemas de sensores distintos. Estos sistemas incluyen un sistema detector 28 fuera del núcleo (“excore”), que mide el flujo de neutrones que escapa del reactor 14. El sistema detector “excore” 28 incluye detectores de intervalo de fuente utilizados cuando el reactor está apagado, detectores de intervalo intermedio utilizados durante el arranque y el apagado, y detectores de intervalo de potencia utilizados cuando el reactor está por encima de aproximadamente 5 % de potencia. También suelen emplearse detectores dentro del núcleo durante el funcionamiento con energía; sin embargo, no son relevantes para esta solicitud.

- Las condiciones críticas estimadas (ECC) suelen ser necesarias como parte de la evolución de la puesta en marcha de cualquier reactor. Las ECC son una combinación de condiciones de la barra de control y del sistema primario (por ejemplo, concentración de boro soluble, temperatura del refrigerante) que se espera que produzcan un estado crítico del reactor. Desde la perspectiva de la gestión de la reactividad, es importante que las ECC coincidan estrechamente con las condiciones críticas reales del núcleo (es decir, la verdadera combinación de posición de la barra de control y de las condiciones del sistema primario que producen un estado crítico del reactor). Además, las especificaciones técnicas de la planta incluyen una condición limitante para el funcionamiento (también denominada LCO) de modo que la reactividad del núcleo se mida dentro de una cantidad especificada de la reactividad del núcleo prevista. Las vigilancias asociadas se llevan a cabo antes de iniciar el funcionamiento con energía (de forma típica, >5 % de potencia térmica nominal) después de cada reabastecimiento del núcleo y, de forma general, cada mes posteriormente.

- Pueden determinarse varias combinaciones de ECC mediante predicciones de diseño nuclear antes del funcionamiento del núcleo del reactor. Sin embargo, puede obtenerse una proyección de las ECC más precisa mediante la monitorización y evaluación de la ICRR antes de la criticidad del reactor, que pueda identificar la presencia de cualquier sesgo global de reactividad del núcleo. El sesgo global de reactividad del núcleo se define como la diferencia entre el estado de reactividad previsto del núcleo y el estado de reactividad real del núcleo determinado mediante medición. Posteriormente, el sesgo puede incorporarse a una proyección de ECC actualizada antes de la criticidad del reactor.

- La monitorización de ICRR es una práctica común durante las condiciones de apagado/arranque que requiere una medición de referencia desde un detector de neutrones (M_R). Tras una manipulación de la reactividad (por ejemplo, la retirada de la barra de control) y la consecución de una nueva condición de estado estacionario (punto de estado), se

obtiene otra medición (M_i). La relación entre M_R y M_i se define como la ICRR para el punto de estado i . A medida que se producen manipulaciones adicionales de la reactividad, la ICRR puede actualizarse y monitorizarse en términos de cambios con respecto a la medición de referencia y, a su vez, cómo el reactor avanza hacia (o se aleja de) la criticidad del reactor. Si la intención es poner en marcha el reactor (es decir, llevar el reactor a un estado crítico), se añade reactividad positiva al núcleo (por ejemplo, extracción de la barra de control, dilución de boro soluble en el sistema primario) y se espera que la ICRR se aproxime a cero.

Como se describe en la patente US-6.801.593, debido a la física de las reacciones que se producen dentro del núcleo del reactor, la ICRR no es lineal a menos que el reactor esté muy cerca de la criticidad; los cambios de posición de la barra de control como parte de las pruebas precríticas y la aproximación a la criticidad tienen un impacto significativo en la forma de la curva de ICRR. Por eso, en la patente US-6.801.593 proporcionó una forma de linealizar la ICRR medida con cambios en la posición de la barra de control o en las condiciones del núcleo.

El método descrito en la patente US- 6.801.593 se basó en el uso de la ICRR corregida espacialmente ($ICRR_{SC}$) como parámetro de medición, que es una función de las mediciones del detector de neutrones (M_R/M_i), pero depende del diseño nuclear mediante factores de corrección espacial (SCFs). La patente US-6.801.593 definía el SCF como una función del factor espacial estático y los valores propios predichos obtenidos de cálculos estáticos subcríticos con y sin fuentes de neutrones fijas.

Dado que la $ICRR_{SC}$ depende en parte de la predicción del diseño, el uso de la $ICRR_{SC}$ como parámetro de medición principal está intrínsecamente sujeto a efectos de enmascaramiento, donde un error o sesgo en la predicción del diseño también puede influir en la medición. Por lo tanto, es deseable desde el punto de vista de la medición de la física del reactor eliminar los componentes predictivos de los resultados de medición, para eliminar la posibilidad de efectos de enmascaramiento. Por lo tanto, el concepto descrito define primero una relación lineal entre la ICRR medida (una medición "pura", M_R/M_i , y sin componente predictivo) y la ICRR pronosticada (una predicción "pura", sin componente de medición, pero que tiene en cuenta cualquier efecto espacial que pueda haber surgido de cambios en la configuración de la planta o en las condiciones del núcleo entre mediciones de M_R y M_i).

Después de obtener varias mediciones de la ICRR, la ICRR medida puede compararse con la ICRR predicha en cada punto de estado. Es entonces posible cuantificar un sesgo global de reactividad determinando el ajuste de reactividad uniforme a la ICRR prevista en cada punto de estado que dé lugar a un comportamiento ideal, que se define como un ajuste lineal y una ordenada y de cero al realizar un ajuste lineal de la ICRR medida frente a la ICRR prevista. Fundamentalmente, la predicción se ajusta para que coincida con la medición y el ajuste se utiliza para corregir las predicciones de las evoluciones futuras (por ejemplo, el acercamiento final a la criticidad).

Reconociendo que la teoría (11M) se representa de forma práctica monitorizando los cambios en la respuesta medida del detector de neutrones en relación a una condición inicial o de referencia, la Ecuación (1) es una relación familiar para los operarios de reactores nucleares.

$$M_R * (1 - k_R) \propto M_i * (1 - k_i) \tag{1}$$

en donde M_R y M_i son respuestas del detector de neutrones en la condición de punto de estado de referencia y una condición de punto de estado posterior i , respectivamente, y k_R y k_i son los valores de K_{eff} en la condición de punto de estado de referencia y en una condición de punto de estado posterior i , respectivamente.

La reorganización de los términos produce una nueva Ecuación (2).

$$\frac{M_R}{M_i} \propto \frac{1 - k_i}{1 - k_R} \tag{2}$$

En esta forma, el lado izquierdo de la ecuación ahora es solo la relación entre las tasas de recuento medidas ($ICRR$, I_M , i , medidas "sin procesar" o sin corregir espacialmente). El lado derecho de la ecuación está compuesto por valores propios básicos que pueden predecirse mediante cálculos de diseño nuclear ($ICRR$, I_P , i pronosticados) que tienen en cuenta los efectos espaciales resultantes de los cambios en las posiciones de las barras de control o en las condiciones del sistema primario en el momento de la medición. Esta separación de la medición de la predicción es deseable para eliminar la posibilidad de efectos de enmascaramiento. En forma simplificada:

$$I_{M,i} \propto I_{P,i} \tag{3}$$

La verdadera regresión de la Ecuación (3) puede expresarse como:

$$I_M = \beta_1 * I_P + \beta_0 \tag{4}$$

La estimación resultante de la regresión verdadera, la Ecuación (5), puede utilizarse como base para la validación del diseño del núcleo antes de que la planta funcione con energía; específicamente, los cambios incrementales y totales medidos en la ICRR pueden compararse con la predicción del diseño mientras el reactor está apagado. La evaluación de los resultados no está sujeta a efectos de enmascaramiento, y la concordancia entre la medición y la predicción (dentro de los límites de tolerancia predefinidos) demuestra que el núcleo se comporta según lo diseñado.

$$\hat{I}_M = m * I_P + b \quad (5)$$

De forma ideal, el núcleo medido tal cual está construido es idéntico al núcleo previsto tal cual está diseñado, de modo que β_1 es igual a uno y β_0 es igual a cero en la Ecuación (4). Sin embargo, en la práctica, no es probable que esto sea así; es probable que existan algunas diferencias no triviales en el ajuste lineal de la respuesta ICRR medida frente a la predicha. Independientemente de la causa, es especialmente útil cuantificar el sesgo de reactividad sistemático para que pueda utilizarse con fines de pronóstico y monitorización de la criticidad.

Volviendo a la Ecuación (2), redefiniendo la medición del detector de neutrones de referencia como una constante de normalización (C) y reordenando los términos se obtiene lo siguiente:

$$M_i \propto \left[C \cdot \frac{1 - k_R}{1 - k_i} \right] \quad (6)$$

la Ecuación (6) puede simplificarse y presentarse como una regresión verdadera combinando la constante de normalización y los términos predictivos en una respuesta del detector prevista en el punto de estado $i (P_i)$ que también tiene en cuenta los efectos espaciales, como se ha explicado anteriormente:

$$M_i = \beta_1 * P_i + \beta_0 \quad (7)$$

Para cuantificar el sesgo global, el conjunto de mediciones del detector de neutrones se ajustará con arreglo a sus valores previstos correspondientes. La estimación resultante de la regresión verdadera se define en la Ecuación (8).

$$\hat{M}_i = m * P_i + b \quad (8)$$

En una situación ideal, la ordenada y de la respuesta del detector de neutrones medida frente a la pronosticada es cero. Suponiendo que la estimación de la regresión es lineal y los puntos de datos ajustan perfectamente, puede estimarse el sesgo global de reactividad entre la medición y la predicción determinando la cantidad de ajuste de reactividad requerida para llevar la ordenada y (b) a cero para el ajuste lineal definido en la Ecuación (8). El ajuste de reactividad uniforme a lo largo de todos los puntos de estado (que se hace mediante cambios en los valores de P_i) que produce un ajuste lineal con una ordenada y (b) de cero es el sesgo de reactividad del núcleo estimado.

$$\hat{M}_i = \hat{m} * \hat{P}_i \quad (9)$$

Por lo tanto, el concepto descrito utiliza una comparación directa de las mediciones del flujo de neutrones subcrítico sin procesar con las predicciones correspondientes en cada condición de punto de estado. Esto difiere de las metodologías anteriores de ensayo de física de reactores de energía, que requieren corrección de los datos de medición antes de la evaluación de los resultados; la ventaja de este método, al emplearse una separación completa de mediciones y predicciones, es la prevención de los efectos de enmascaramiento (es decir, la eliminación de la interdependencia entre medición y predicción).

Además, el concepto descrito hace uso de estadísticas de regresión de las mediciones del detector de neutrones sin procesar y las predicciones correspondientes, y criterios cuantitativos de medición a predicción aplicables a las mismas, para detectar diversas anomalías del núcleo mientras la planta está en una condición subcrítica y antes de que la planta alcance la criticidad. La ventaja de este enfoque es que proporciona una medida adicional de seguridad, ya que pueden detectarse condiciones del núcleo anómalas durante las pruebas de espera en caliente y pueden anticiparse durante la aproximación final a la criticidad.

Además, el concepto descrito hace uso de un método para determinar el sesgo de reactividad entre el núcleo previsto y el núcleo real mediante la determinación del ajuste de reactividad analítica uniforme (sesgo de reactividad global sistemático) requerido para conciliar los datos de flujo de neutrones medidos con las predicciones. Esto difiere de las metodologías anteriores de ensayo de física de reactores de energía, para las que la diferencia de reactividad se determina basándose en la reactividad medida en condiciones críticas del reactor. La ventaja de este enfoque es que proporciona una forma de identificar la indicación de reactividad anómala/comportamiento anómalo en el estado subcrítico como medio de proporcionar una guía de gestión de la reactividad y/o prevención de accidentes. Además, este método proporciona directamente una compensación del sesgo de reactividad en el modelo predictivo utilizado en el análisis de seguridad de las plantas.

La aplicación de este método requiere mediciones del detector de neutrones y las predicciones del estado del núcleo correspondientes proporcionadas por los códigos de diseño del núcleo existentes y que tienen en cuenta la distribución subcrítica del flujo de neutrones. Los usos básicos de este método son monitorizar y proyectar el estado subcrítico del núcleo. Las aplicaciones asociadas incluyen la monitorización de las condiciones de reactividad negativa o el margen de cierre, así como la previsión de las condiciones críticas estimadas antes de la puesta en marcha de la planta. El método equivale a una prueba de física subcrítica, que integra la función de monitorización y pronóstico para, en última instancia, ejecutar una serie de comparaciones de medición a predicción para confirmar que el núcleo, tal cual está construido, funciona de forma consistente con el diseño después del reabastecimiento; resultados que solo podían lograrse anteriormente durante las pruebas de baja potencia después de que el reactor pasara a ser crítico.

Un dato clave necesario para el funcionamiento seguro y eficiente del núcleo de un reactor subcrítico es la reactividad negativa del núcleo; es decir, la cantidad en la que el núcleo es subcrítico, también conocida como margen de cierre. Antes del desarrollo de la metodología descrita en la presente memoria, dicha información solo se ha inferido y no se ha medido directamente.

Los usos básicos de este método son proyectar y monitorizar la reactividad negativa de un núcleo subcrítico para cualquier configuración estática de interés, es decir, una combinación en estado estacionario de la posición de la barra de control y las condiciones del sistema primario, mediante el uso de mediciones de señales de detectores de neutrones y predicciones avanzadas del núcleo subcrítico. Una serie de comparaciones subcríticas entre medidas y previsiones durante la puesta en marcha de la planta constituye la base para la aplicación integrada de esta metodología, es decir, las comparaciones de medición a predicción se llevan a cabo en una serie de condiciones subcríticas en estado estacionario, cada una de ellas denominada punto de estado.

Este método se lleva a cabo en condiciones estáticas y subcríticas (en comparación con las condiciones dinámicas y críticas de las pruebas de física de baja potencia tradicionales). Este método es revolucionario en que no es solo una extensión de las etapas realizadas durante las pruebas de física de baja potencia. Sin embargo, este método logra el mismo objetivo que las pruebas de la física de baja potencia; después del reabastecimiento de combustible y antes de volver al funcionamiento normal, se realizan pruebas para determinar si las características operativas del núcleo son consistentes con las predicciones de diseño, como medio de garantizar que el núcleo pueda funcionar según lo diseñado.

Si bien se logra el mismo objetivo que las pruebas de la física de baja potencia, la ejecución de este método brinda beneficios inherentes en seguridad, rendimiento humano y rendimiento de las pruebas, en comparación con las pruebas de física de baja potencia. La realización de mediciones en condiciones estáticas y subcríticas mejora de forma inherente la gestión de la reactividad y de la seguridad de la planta. Este método se integra perfectamente en las actividades rutinarias de puesta en marcha de la planta, en vez de requerir pruebas y evoluciones que se realizan con poca frecuencia y excepciones de prueba especiales a las operaciones de la planta, lo que mejora la fiabilidad de las pruebas y el rendimiento humano. Por lo tanto, esta verificación del diseño del núcleo basada en métodos ofrece amplios beneficios para prácticamente cualquier tipo de planta.

Debe apreciarse que los métodos descritos en la presente memoria pueden llevarse a cabo mediante un procesador o dispositivo de procesamiento de un sistema informático o mediante otros medios para llevar a cabo la función. Por lo tanto, un procesador con las instrucciones necesarias programadas directamente en el mismo o en un medio legible por máquina al que se acceda de ese modo para llevar a cabo dicho método o elemento de un método forma un medio para llevar a cabo el método o elemento de un método. Además, un elemento descrito en la presente memoria de una realización de un aparato es un ejemplo de un medio para llevar a cabo la función realizada por el elemento para llevar a cabo la invención.

Si bien se han descrito en detalle realizaciones específicas del concepto presentado, los expertos en la técnica apreciarán que podrían desarrollarse diversas modificaciones y alternativas a esos detalles a la luz de los principios generales de la descripción. En consecuencia, las formas de realización particulares descritas pretenden ser solo ilustrativas y no limitativas en cuanto al ámbito del concepto descrito. La invención se define mediante las reivindicaciones adjuntas.

REIVINDICACIONES

1. Un método para determinar el sesgo global de reactividad del núcleo correspondiente a un núcleo (16) de reactor nuclear con un K_{eff} inferior a 1 y para determinar las condiciones críticas estimadas (ECC), en donde las ECC son condiciones que se espera que produzcan un estado crítico del núcleo (16) del reactor nuclear, y el método comprende:

 - predecir las ECC basándose en las predicciones de diseño nuclear;
 - medir, usando un detector (28) de intervalo de fuente, un flujo de neutrones subcrítico para uno o más estados del núcleo (16) del reactor nuclear;
 - predecir un flujo de neutrones subcrítico corregido espacialmente para uno o más estados del núcleo (16) del reactor nuclear;
 - determinar una diferencia entre el flujo de neutrones subcrítico medido y el correspondiente flujo de neutrones subcrítico corregido espacialmente previsto, para uno o más estados del núcleo (16) del reactor nuclear, y la diferencia se define como el sesgo global de reactividad del núcleo; y
 - ajustar las ECC previstas basándose en el sesgo global de reactividad del núcleo determinado; en donde no se aplica un factor de corrección espacial al flujo de neutrones medido.

2. El método de la reivindicación 1, que comprende además:

 - realizar un análisis de regresión para determinar una relación entre el flujo de neutrones subcríticos medido y el flujo de neutrones subcrítico corregido espacialmente correspondiente previsto para determinar el sesgo de reactividad global;
 - en donde el sesgo de reactividad del núcleo global determinado se utiliza para detectar una anomalía asociada con el núcleo (16) del reactor nuclear sin hacer funcionar el núcleo del reactor en un estado crítico.

3. El método de la reivindicación 1, en donde las etapas de medición, cálculo y determinación se llevan a cabo en una pluralidad de condiciones subcríticas de estado estacionario.

4. El método de la reivindicación 3, en donde la pluralidad de condiciones subcríticas de estado estacionario comprende una pluralidad de puntos de estado.

5. El método de la reivindicación 3, en donde la pluralidad de condiciones subcríticas en estado estacionario se obtiene reposicionando las barras de control mientras se mantienen otras condiciones del reactor en un estado estacionario.

6. Un dispositivo de procesamiento programado para llevar a cabo el método de la reivindicación 1.

7. Un medio legible por máquina que comprende instrucciones para llevar a cabo el método de la reivindicación 1.

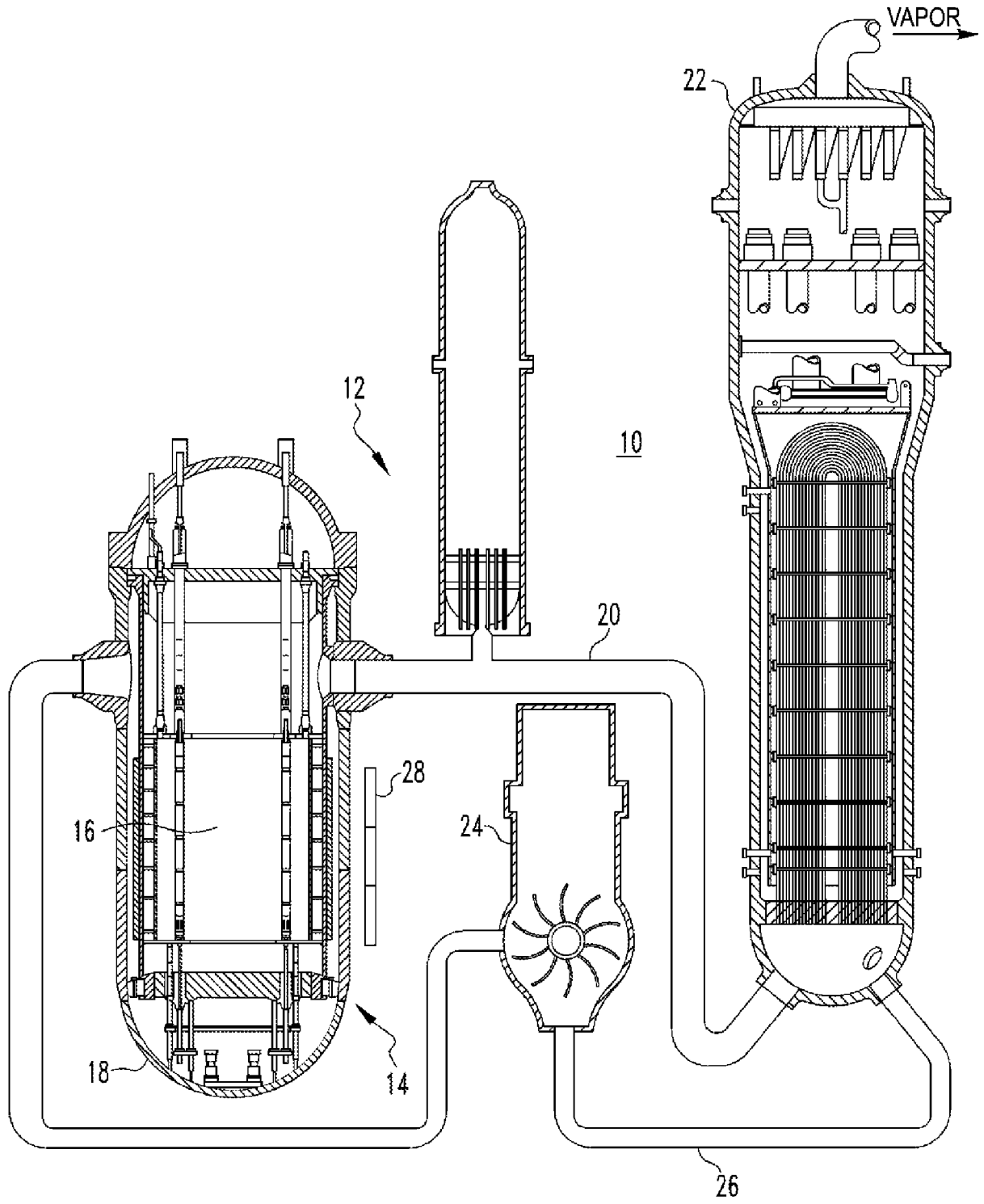


Fig. 1