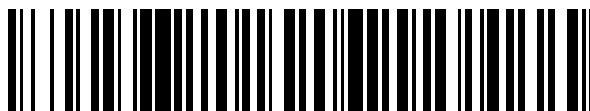


19



OFICINA ESPAÑOLA DE  
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **2 549 186**

51 Int. Cl.:

**G21C 17/04** (2006.01)

**G21C 17/108** (2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

96 Fecha de presentación y número de la solicitud europea: **28.05.2009 E 09758618 (4)**

97 Fecha y número de publicación de la concesión europea: **19.08.2015 EP 2286414**

54 Título: **Un procedimiento de y un aparato para vigilar la operación de un reactor nuclear**

30 Prioridad:

**04.06.2008 SE 0801323**

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

**23.10.2015**

73 Titular/es:

**WESTINGHOUSE ELECTRIC SWEDEN AB  
(100.0%)**

**721 63 Västerås, SE**

72 Inventor/es:

**CASAL, JUAN**

74 Agente/Representante:

**CARPINTERO LÓPEZ, Mario**

**ES 2 549 186 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

Un procedimiento de y un aparato para vigilar la operación de un reactor nuclear

**Antecedentes de la invención y técnica anterior**

5 La presente invención se refiere a un procedimiento de vigilancia de la operación de un reactor de una planta nuclear. La invención también se refiere a un aparato para la vigilancia de la operación de un reactor de una planta nuclear y a una planta nuclear.

10 Un reactor de una planta nuclear comprende un núcleo con una pluralidad de conjuntos combustibles. Los conjuntos combustibles están verticalmente distribuidos y cada conjunto combustible contiene una pluralidad de barras de combustible. Cada barra de combustible comprende un encamisado que encierra el combustible nuclear bajo la forma de pastillas. El material de combustible nuclear habitual es uranio y / o plutonio. Durante la operación normal de la planta nuclear, el combustible nuclear de las barras de combustible es sometido a combustión, conduciendo a la formación de gases de fisión que comprenden gases inertes radioactivos. Estos gases de fisión normalmente permanecen dentro de las barras de combustible.

15 El entorno dentro del reactor es exigente para los componentes situados en su interior. El entorno es, por ejemplo, altamente oxidativo y los componentes están expuestos a una intensa radiación. Así mismo, la potencia generada dentro del reactor no se distribuye de manera uniforme a lo largo del núcleo y algunas partes están expuestas a unos niveles de potencia locales más altos que otras partes. Los niveles de potencia locales pueden variar por ejemplo cuando una barra de control es desplazada o el flujo de agua y / o la temperatura del agua cambia. Los traductores de energía nuclear constantemente buscan producir más potencia, esto es, incrementar la eficacia de la planta nuclear. Es, por ejemplo, deseable operar los conjuntos combustibles durante ciclos operativos lo más largos posible para reducir el tiempo de parada para la recarga de combustible. Hay sin embargo determinados límites en las condiciones operativas de la planta nuclear que no deben sobrepasarse, para evitar dañar el combustible y estos límites deben, por tanto, ser cuidadosamente vigilados.

25 Algunas veces, durante la operación normal de la planta nuclear aparece un defecto en el encamisado de las barras de combustible. Dicho defecto puede conducir a la liberación de los gases de fisión antes mencionados producidos dentro de la barra de combustible. El defecto puede ser de naturaleza primordial o secundaria. Un defecto primordial es el primer defecto que aparece en el encamisado. Puede aparecer debido, por ejemplo, a desgaste mecánico o a un punto caliente de la potencia local y normalmente es un pequeño agujero o grieta existente en el encamisado. El defecto primario puede desarrollarse con el tiempo en un defecto secundario que es un agujero o grieta mayor en el encamisado. Un defecto secundario puede conducir a la producción de serios daños en el encamisado y, más tarde o más temprano, a un fallo de la barra de combustible lo cual, a su vez puede conducir a la liberación de material del combustible nuclear en el interior del agua del reactor. Un fallo de una sola barra de combustible en un conjunto combustible podría conducir a sobrepasar los niveles de radioactividad permitidos en el fluido refrigerante, lo que obligaría a un cierre de la planta nuclear. Por tanto, según se ha mencionado, es importante vigilar la planta nuclear y poder localizar de manera eficaz los conjuntos combustibles que contengan barras de combustible defectuosas ya se para su retirada o para modificar la operación de la planta para evitar un defecto secundario. Un conjunto combustible que contenga una barra de combustible defectuosa puede ser retirado con el fin de impedir un fallo total del reactor.

40 Una manera de vigilar la operación de un reactor nuclear es utilizar un sistema que detecte la liberación de los gases de fisión procedentes de los conjuntos combustibles. Estos tipos de sistema son algunas veces denominados sistemas de vigilancia de actividad. La liberación de los gases de fisión es una indicación de que el defecto sobre la barra de combustible ha aparecido. La planta nuclear, puede, sin embargo, continuar operando por ejemplo reduciendo la potencia en la parte del reactor en la que está situado el conjunto combustible que contiene la barra de combustible defectuosa. El conjunto combustible en cuestión puede, a continuación, ser retirado cuando el ciclo operativo ha terminado y el reactor es parado para ser cargado con nuevo combustible nuclear.

45 Para poder continuar haciendo funcionar la planta nuclear es, por tanto, importante encontrar en qué parte del reactor ha aparecido el defecto. Una forma bien conocida de llevar esto a cabo es mediante un procedimiento denominado inclinación del flujo o prueba de supresión de potencia, descrito en el documento US 5.537.450 A. La inclinación del flujo implica el desplazamiento de las barras de control arriba y abajo del reactor. Una barra de control está fabricada en un material capaz de absorber neutrones sin fisionarse él mismo. Las barras de control son, por tanto, capaces de ralentizar la fisión del combustible nuclear y, de esta forma, reducir la potencia generada en sus inmediaciones. Las barras de control están distribuidas a lo largo del núcleo del reactor y pueden ser desplazadas de manera independiente arriba y abajo para controlar la potencia en posiciones diferentes del núcleo.

50 En el procedimiento de inclinación del flujo las barras de control son desplazadas arriba y abajo dentro del núcleo del reactor y al mismo tiempo la corriente de efluentes gaseosos procedentes del reactor es analizada para la detección de los gases de fisión. Cuando una barra de control es insertada más adentro del núcleo la potencia se reduce. Cuando esa barra de control es a continuación extraída del núcleo, la potencia se incrementa y se producen más gases de fusión en las barras de combustible lo que conduce a una liberación más alta de gases de fisión a través

de un posible defecto. Mediante el desplazamiento de forma independiente de las barras de control en diferentes posiciones es posible de esta manera localizar en qué parte del núcleo ha aparecido el defecto.

5 La inclinación del flujo sin embargo no está exenta de riesgos en cuanto el procedimiento mismo puede conducir a un riesgo más elevado que un defecto secundario debido a los cambios de la potencia local. Por tanto, la inclinación del flujo debe llevarse a cabo a una potencia reducida del reactor. La potencia reducida del reactor se traduce en un descenso de la efectividad de la planta de energía nuclear y, por tanto, en una pérdida de producción.

10 Una forma adicional de vigilar la operación de la planta nuclear sería utilizar la información disponible procedente de un sistema que continuamente calculara la distribución de potencia dentro del núcleo del reactor. Los cálculos podrían efectuarse mediante programas informáticos avanzados que utilizaran un número de parámetros de proceso medidos obtenidos a partir del núcleo. Dichos cálculos pueden traducirse en unos patrones de distribución de potencia tridimensionales que muestren los picos de potencia y las depresiones de potencia para diferentes posiciones del núcleo. El sistema podría hacer posible llevar a cabo comparaciones a lo largo del tiempo con el fin de observar cuándo tienen lugar cambios en la potencia. Es posible inferir la localización de un defecto en la barra de combustible observando estos cambios de potencia, pero algunos defectos de las barras de combustible aparecen sin ningún cambio anterior en la potencia de salida del conjunto combustible, como por ejemplo los provocados por desgaste mecánico.

El documento US-B-6.408.041 y CA-1016275 se refieren a la vigilancia de la distribución de potencia del núcleo de un reactor.

20 El documento JP-H-11 30689 divulga un procedimiento de vigilancia de la operación de un reactor de una planta nuclear, en el que el reactor comprende un núcleo que incorpora una pluralidad de conjuntos combustibles. Cada conjunto combustible incluye una pluralidad de barras de combustible, en el que cada barra de combustible comprende combustible nuclear y un encamisado que encierra el combustible nuclear. La planta también comprende unos medios de forzamiento dispuestos para forzar un fluido refrigerante en un flujo a través del reactor y del núcleo y unos medios de transporte dispuestos para transportar una corriente de efluentes gaseosos desde el fluido refrigerante, un ordenador de proceso. El procedimiento comprende las etapas de: la operación del reactor durante un ciclo operativo normal del combustible a una potencia del total del reactor determinada, durante el cual son producidos gases de fisión en las barras de combustible; la medición continua durante el ciclo operativo normal del combustible de un nivel de radioactividad en la corriente de efluentes gaseosos para detectar una posible liberación de gases de fisión procedentes de las barras de combustible como consecuencia a una fuga de combustible debida a un defecto del encamisado o de cualquiera de las barras de combustible en cualquiera de los conjuntos combustibles; el cálculo de los niveles de potencia local en diferentes posiciones del núcleo por medio del ordenador de proceso; el establecimiento regular en una distribución de potencia instantánea en el núcleo durante el ciclo operativo normal del combustible por medio del ordenador de proceso; el establecimiento de un patrón de distribución de potencia en base a las distribuciones de potencia instantáneas a lo largo del tiempo durante el ciclo operativo normal del combustible por medio del ordenador de proceso; la detección de los niveles de potencia locales; la comparación de los niveles de potencia detectados con los niveles de potencia locales calculados; el registro de las diferencias de potencia locales entre los niveles de potencia locales detectados y los niveles de potencia locales calculados; la combinación de la liberación de los gases de fisión y del patrón de distribución establecido de la potencia; y la observación de las correlaciones entre los cambios en la liberación de los gases de fisión y en el patrón de distribución de potencia con el fin de determinar una posición del defecto en el encamisado o en cualquiera de las barras de combustible.

**Sumario de la invención**

45 Una finalidad de la presente invención es la de proporcionar una vigilancia mejorada de la operación de un reactor de una planta nuclear con el fin de descubrir si ha aparecido un defecto en cualquiera de las barras combustible, y localizar el defecto y encontrar con mayor precisión una posición del conjunto combustible que comprenda la barra combustible que comprende el defecto.

La finalidad se obtiene con el procedimiento definido en la reivindicación 1.

50 El procedimiento de la presente invención implica si la combinación de datos a partir de un sistema para detectar la liberación de gases de fisión y los datos procedentes de un sistema que establece un patrón de distribución de potencia para encontrar una posición de un posible defecto en una barra del combustible del reactor. El procedimiento está destinado a ser utilizado durante la operación normal de la planta nuclear y su potencia total del reactor determinada. Por consiguiente, no es necesaria una reducción de la potencia para llevar a cabo el procedimiento y, por tanto, no se experimenta ninguna pérdida de producción durante la operación normal y la ejecución del procedimiento. Con la información obtenida mediante el procedimiento, pueden adoptarse diversas acciones preventivas para reducir el riesgo de un defecto primario descubierto que se convierta en un defecto secundario. Estas acciones pueden implicar una reducción de la potencia o una modificación de la potencia en la parte del reactor en la que el defecto se ha encontrado, sin necesidad de una prueba de inclinación del flujo. También es posible llevar a cabo una prueba de inclinación del flujo en la parte del reactor en la que el defecto es más probable que se haya encontrado. Así mismo, la información puede ser utilizada para llevar a cabo una prueba

de inclinación del flujo a una potencia total del reactor determinada normal pero con un desplazamiento reducido de las barras de control, lo que conduce a una pérdida menor de la producción en comparación con la prueba de inclinación del flujo llevada a cabo a una potencia reducida.

5 De modo preferente, las correlaciones comprenden unos cambios locales en el patrón de distribución de potencia seguidos por una liberación de gases de fisión.

De modo preferente, las correlaciones comprenden cambios locales en el patrón de distribución de potencia seguidos por un incremento de una liberación en curso de gases de fisión. Por ejemplo, un incremento de potencia local seguido por una liberación sustancialmente inmediata de gases de fisión es una correlación que puede indicar un defecto en el área del incremento de la potencia local.

10 La planta comprende un simulador de núcleo que calcula los niveles de potencia locales en diferentes posiciones del núcleo, utilizándose los niveles de potencia locales calculados para establecer las instalaciones de potencia instantáneas y el patrón de distribución de potencia.

15 De modo preferente, los niveles de potencia locales calculados son calculados mediante modelos de simulación, utilizando los modelos de simulación unas señales de entrada del núcleo que comprenden factores que afectan a la potencia.

De modo preferente, los factores que afectan a la potencia comprenden unos parámetros de proceso que incluyen la potencia del reactor total determinada, el flujo del fluido refrigerante y la temperatura del fluido refrigerante al menos en una posición del reactor.

20 Los niveles de potencia locales son detectados por medio de unos sensores dispuestos en diferentes posiciones dentro del núcleo.

Los niveles de potencia locales detectados son comparados con los niveles de potencia locales calculados. De modo preferente, un nuevo cálculo y una corrección del patrón de distribución de potencia se lleva a cabo para establecer un patrón de distribución de potencia corregido si los niveles de potencia detectados y los niveles de potencia locales calculados no se corresponden.

25 De modo preferente, cada sensor comprende un sistema de vigilancia del intervalo de potencia local o un dispositivo equivalente. El sistema de vigilancia del intervalo de potencia local puede periódicamente ser calibrado por una sonda del interior del núcleo transversal o por un dispositivo equivalente.

De modo preferente, los sensores miden regularmente al menos un parámetro entre el flujo de neutrones locales y el flujo de rayos gamma locales.

30 La finalidad de la invención se obtiene también con un aparato como el que se define en la reivindicación 8. El aparato está indicado para desarrollar el procedimiento inicialmente definido de vigilancia de la operación de un reactor de una planta nuclear. El aparato comprende un dispositivo de vigilancia que comprende: al menos un primer detector configurado para medir continuamente, durante el ciclo operativo normal del combustible, un nivel de radioactividad en la corriente de los efluentes gaseosos con el fin de detectar una posible liberación de gases de fisión procedente de las barras de combustible como consecuencia de una fuga de combustible debida a un defecto en el encamisado o en cualquiera de las barras de combustible; un simulador de núcleo configurado para establecer regularmente una distribución de potencia instantánea en el núcleo durante el ciclo operativo normal del combustible, y establecer un patrón de distribución de la potencia en base a las distribuciones de potencia instantáneas a lo largo del tiempo durante el ciclo operativo normal del combustible, y un procesador configurado para determinar una posición del conjunto combustible que comprende el defecto existente en el encamisado o en cualquiera de sus barras combustible mediante la combinación de la liberación de los gases de fisión y el patrón de distribución de la potencia establecido y mediante la observación de las correlaciones entre los cambios en la liberación de los gases de fisión y el patrón de distribución de la potencia.

45 El simulador de núcleo está configurado para calcular los niveles de potencia locales en diferentes posiciones del núcleo y para establecer el patrón de distribución de potencia en base a los niveles de potencia locales calculados.

El dispositivo de vigilancia comprende unos sensores dispuestos en diferentes posiciones dentro del núcleo y configurados para detectar los niveles de potencia locales en diferentes posiciones del núcleo.

50 De acuerdo con una forma de realización adicional, el simulador de núcleo está configurado para recalcular y corregir el patrón de distribución de potencia para establecer un patrón de distribución de potencia corregido si los niveles de potencia detectados y los niveles de potencia locales calculados no se corresponden.

De acuerdo con una forma de realización adicional, cada sensor comprende un sistema de vigilancia del intervalo de potencia local. El sistema de vigilancia del intervalo de potencia local puede periódicamente ser calibrado por una sonda interna del núcleo transversal.

De acuerdo con una forma de realización adicional, los sensores están configurados para medir regularmente al menos un parámetro entre el flujo de neutrones locales y el flujo de rayos gamma locales.

La finalidad de la invención se obtiene también mediante la planta nuclear definida en la reivindicación 11.

**Breve descripción de los dibujos**

- 5 La FIG. 1 muestra de forma esquemática una planta nuclear que comprende un reactor.
- La FIG. 2a muestra de forma esquemática una barra de combustible que encierra combustible nuclear.
- La FIG. 2b muestra de forma esquemática una barra de combustible que encierra combustible nuclear.
- La FIG. 3 es un diagrama de flujo del procedimiento de acuerdo con la invención

**Descripción de ejemplos de formas de realización**

10 Una forma de realización de un reactor nuclear que ha de ser vigilado mediante el procedimiento de acuerdo con la invención se describirá en primer término con referencia a la FIG. 1. La invención es aplicable a reactores de agua ordinaria, como por ejemplo un reactor de agua en ebullición, BWR, o a un reactor de agua a presión, PWR. La FIG. 1 muestra parte de una planta nuclear. La planta nuclear comprende un reactor 1. El reactor 1 comprende un núcleo 2 que presenta una pluralidad de conjuntos 3 combustibles. Cada conjunto 3 combustible incluye una pluralidad de barras de combustible (no mostradas), véase la FIG. 2a. El reactor 1 comprende además unas barras 4 de control. Las barras 4 de control están situadas entre los conjuntos 3 combustibles y están conectadas a unos miembros 5 de accionamiento. Los miembros 5 de accionamiento son capaces de desplazar las barras de control arriba y abajo en una dirección vertical x dentro y fuera de la respectiva posición entre los conjuntos 3 combustibles.

15 La planta nuclear también comprende unos medios de forzamiento dispuestos para forzar un fluido refrigerante 6 en un flujo a través del reactor 1 y del núcleo 2. Así mismo, la planta nuclear comprende unos medios 7 de transporte dispuestos para transportar una corriente 8 de efluentes gaseosos procedentes del fluido refrigerante 6. Un primer detector D<sub>1</sub> para medir la actividad radioactiva de la corriente 8 de gases efluentes está situado en los medios 7 de transporte. Así mismo, un primer registrador R<sub>1</sub> está conectado al primer detector D<sub>1</sub>. El primer registrador R<sub>1</sub> registra, y posiblemente almacena, la actividad radioactiva de la corriente 8 de efluentes gaseosos medida por el primer detector D<sub>1</sub>.

20 El núcleo 2 del reactor 1 comprende además unos sensores S distribuidos de manera uniforme a lo largo de diferentes posiciones dentro del núcleo 2. Los sensores S, los cuales son un instrumental interiores del núcleo, detectan los niveles de potencia locales del núcleo 2. Así mismo, el reactor 1 comprende varios segundos detectores D<sub>2</sub> localizados en diferentes posiciones del núcleo 2. Los segundos detectores D<sub>2</sub> miden los parámetros de proceso, como por ejemplo la potencia total del reactor determinada, el flujo del fluido refrigerante y la temperatura del fluido refrigerante. Los parámetros de proceso son utilizados para calcular los niveles de potencia locales en diferentes posiciones del núcleo 2.

25 La FIG. 2a divulga una barra 9 de combustible para la planta nuclear de acuerdo con la invención. La barra 9 de combustible comprende un encamisado 10 y unas pastillas 11 de combustible nuclear. El encamisado 10 encierra las pastillas 11 de combustible nuclear. Un resorte 12 mantiene en posición las pastillas 11 de combustible nuclear.

La FIG. 2b divulga una barra 9 de combustible similar a la de la FIG. 2a, con la diferencia de que el encamisado 10 presenta un defecto 123, por ejemplo, un defecto primario.

30 La FIG. 3 es un diagrama de flujo que ilustra el procedimiento de vigilancia de la operación de un reactor nuclear de acuerdo con un ejemplo de la presente invención por medio de un dispositivo de vigilancia que comprende los componentes divulgados en la FIG. 3. Se designan en la FIG. 1 para una ilustración de una planta nuclear de acuerdo con una forma de realización de la invención. Durante el ciclo operativo normal de la planta nuclear, una corriente de efluentes gaseosos, la cual puede contener gases de fisión debido a un defecto en el encamisado de cualquiera de las barras de combustible, es vigilado, por medio de lo cual son detectados posibles gases de fisión y medidos por al menos un primer detector D<sub>1</sub>. El primer detector D<sub>1</sub> está configurado para medir continuamente un nivel de radioactividad en la corriente de efluentes gaseosos. Las mediciones son registradas por un primer registrador R<sub>1</sub>. De modo simultáneo, los sensores S, uniformemente distribuidos a lo largo del núcleo 2 del reactor 1, detectan los niveles de potencia locales LP<sub>S</sub> en diferentes posiciones del núcleo 2. Así mismo, un número de segundos detectores D<sub>2</sub> mide los parámetros de proceso como por ejemplo la potencia dada del reactor total, el flujo del fluido refrigerante y la temperatura del fluido refrigerante. Los parámetros de proceso son utilizados por un simulador 14 de núcleo para calcular los niveles de potencia locales LP<sub>C</sub> en diferentes posiciones en el núcleo 2 del reactor 1. El simulador 14 de núcleo divide cada conjunto 3 combustible en, por ejemplo, aproximadamente 25 nodos de cálculo. Normalmente, un reactor de una planta nuclear del tipo descrito para la presente invención comprende aproximadamente 400 - 900 conjuntos combustibles, lo que se traduce en miles de nodos de cálculo. El simulador 14 de núcleo calcula los niveles de potencia locales LP<sub>C</sub> para cada uno de estos nodos de cálculo.

Un comparador 15 compara los niveles de potencia locales detectados  $LP_S$  con los niveles de potencia locales calculados  $LP_C$ . Si los niveles de potencia locales calculados  $LP_C$  no se corresponden con los niveles de potencia detectados, la diferencia entre los niveles de potencia locales calculados  $LP_C$  y los niveles de potencia locales detectados  $LP_S$  es calculada. Un recálculo y una corrección de los niveles de potencia locales calculados  $LP_C$  se lleva a cabo a continuación por parte del simulador 14 de núcleo.

Los sensores S son suministrados en el procedimiento y en el dispositivo de vigilancia para detectar los niveles de potencia locales efectivos mientras los niveles de potencia locales calculados  $LP_C$  son una estimación de los niveles de potencia locales efectivos llevados a cabo por el simulador 14 de núcleo. Los niveles de potencia locales detectados  $LP_S$  son utilizados para corregir los niveles de potencia locales calculados  $LP_C$  pero los sensores S del núcleo 2 son pocos y algunos de ellos podrían no operar continuamente. El simulador 14 de núcleo por el contrario, es capaz de calcular los niveles de potencia locales  $PC_C$  continuamente y en cada nodo de cálculo de los conjuntos 3 combustibles del núcleo 2. Los sensores S pueden, de modo ventajoso ser dispositivos de vigilancia de los intervalos de potencia locales.

Cuando los niveles de potencia locales  $LP_C$  han sido calculados y, de manera opcional, vueltos a calcular por el simulador de núcleo, un calculador C establece las distribuciones de potencia instantáneas  $PD_I$ . Las distribuciones de potencia instantáneas  $PD_I$  son registradas a lo largo del tiempo por un segundo registrador  $R_2$ . Finalmente, el calculador C establece un patrón de distribución de potencia  $PD_P$  basado en las distribuciones de potencia instantáneas registradas  $PD_I$ . El patrón de distribución de potencia  $PD_P$  se ilustra, de modo ventajoso en tres dimensiones que muestran los picos de potencia locales y las depresiones de potencia locales y la forma en que cambian a lo largo del tiempo.

Las distribuciones de potencia instantáneas  $PD_I$  se establece cada vez que cualquiera de los parámetros de proceso mencionados con anterioridad cambia de valor. Un valor de parámetro de proceso cambia cuando por ejemplo tiene lugar debido al desplazamiento de una de las barras de control 4. Si no hay ningún cambio en los parámetros de proceso, su valor dentro de un tiempo predeterminado, normalmente de modo aproximado de 15 minutos, tiene lugar un establecimiento automático de la distribución de potencia instantánea  $PD_I$ .

En una última etapa los registros procedentes de las mediciones del nivel de radioactividad en la corriente de efluentes gaseosos y del patrón de distribución de potencia establecido  $PD_P$  son combinados en un procesador 16. El procesador 16 está configurado para determinar una posición para el defecto 13 sobre la chapa 10 de cualquiera de las barras 9 de combustible combinando la liberación de los gases de fisión y el patrón de distribución de la potencia establecido  $PD_P$ , y observando las correlaciones en el tiempo entre los cambios de la liberación de los gases de fisión y el patrón de distribución de potencia  $PD_P$ .

De acuerdo con lo expuesto, si se produce una liberación de los gases de fisión debido a un cambio de potencia local, concerniente al lugar y al momento en que se produjo el cambio de potencia local ayuda en la determinación de una posición del defecto 13. Si el tiempo requerido para que los gases de fisión sean transportados al núcleo 2 al primer detector  $D_1$  es conocido, es posible buscar el patrón de distribución de potencia establecido  $PD_P$  con el fin de encontrar los cambios de potencia locales que se produjeron en el mismo momento que la liberación de gases de fisión. Cada vez que se registra un cambio en la liberación de gases de fisión, se lleva a cabo una correlación con el patrón de distribución de potencia  $PD_P$ . Normalmente, un número de cambios de potencia local se produce al mismo tiempo que se produce el cambio de liberación del gas de fisión pero para cada correlación se puede determinar una posición más probable del efecto 13.

Si, por otro lado, se produce un cambio de potencia local debido a la liberación de gases de fisión, la información concerniente al lugar y al momento en el que se produjo el cambio de potencia local podría ser útil en la determinación acerca de si cualquiera de los sensores S detectó un cambio de potencia local en el momento de la liberación detectada de los gases de fisión. Este caso también se muestra de forma esquemática en la Figura 3. Como se mencionó con anterioridad, el comparador 15 compara los niveles de potencia locales detectados  $LP_S$  con los niveles de potencia locales calculados  $LP_C$ . Las diferencias  $LP_D$  entre los niveles de potencia locales calculados  $LP_C$  y los niveles de potencia locales detectados  $LP_S$  son registrados por un tercer registrador  $R_3$ . Los registros derivados de las mediciones del nivel de radioactividad en la corriente de efluentes gaseosos y las diferencias de potencia locales registradas  $LP_D$  son combinadas en el procesador 16. El procesador 16 está configurado para determinar una posición del defecto 13 sobre la chapa 10 de cualquiera de las barras 9 de combustible combinando la liberación de los gases de fisión y la diferencia de la potencia local registrada  $LP_D$  y observando las correlaciones en el tiempo entre los cambios de la liberación de los gases de fisión y los cambios en las diferencias de potencia locales registradas  $LP_D$ . En particular, los cambios en las diferencias de potencia local registrados  $LP_D$  que no se corresponden con ninguno de los cambios del entorno del reactor son investigados en mayor medida con el fin de determinar la posición del defecto 13.

El procedimiento y el dispositivo de vigilancia tienen por objeto la determinación de la posición de un objeto. Como se ha manifestado en la presente memoria, la determinación se basa al menos parcialmente en un cálculo, lo que significa que la posición determinada será, con máxima probabilidad la posición del defecto obtenible por el patrón de distribución de potencia establecido y la liberación de los gases de fisión. Debe destacarse que la posición podría

ser la posición del conjunto 3 combustible que comprende la barra 9 de combustible que comprende el defecto 13, la posición de la barra 9 de combustible que comprende el defecto 13 o la posición del propio defecto 13.

La presente invención no está limitada a las formas de realización mostradas sino que puede ser variada y modificada dentro del alcance de las reivindicaciones subsecuentes.

5

10

## REIVINDICACIONES

- 1.- Un procedimiento de vigilancia de la operación de un reactor (1) de una planta nuclear, en el que el reactor (1) comprende un núcleo (2) que incorpora una pluralidad de conjuntos (3) combustibles, en el que cada conjunto (3) combustible incluye una pluralidad de barras (9) de combustible, en el que cada barra (9) de combustible comprende un combustible (11) nuclear y un encamisado (10), estando el combustible (11) nuclear encerrado por el encamisado (10), comprendiendo también la planta
- 5 unos medios de forzamiento dispuestos para forzar un fluido refrigerante (6) en un flujo a través del reactor (1) y del núcleo (2),
- 10 unos medios (7) de transporte dispuestos para transportar una corriente (8) de efluentes gaseosos provenientes del fluido refrigerante (6),
- un simulador (14) de núcleo, y unos sensores (S) situados en diferentes posiciones dentro del núcleo (2), en el que el procedimiento comprende las etapas de:
- la operación del reactor (1) durante un ciclo de operación normal del combustible a una potencia total dada del reactor, durante la cual se producen gases de fisión en las barras (9) de combustible,
- 15 la medición de forma continua, durante el ciclo de operación normal del combustible, de un nivel de radioactividad en la corriente (8) de efluentes gaseosos para detectar una posible liberación de gases de fisión procedentes de las barras (9) de combustible como consecuencia de una fuga de combustible debida a un defecto (13) sobre el encamisado (10) de cualquiera de las barras (9) de combustible en cualquiera de los conjuntos (3) combustibles,
- 20 el cálculo de los niveles de potencia locales ( $LP_C$ ) en diferentes posiciones dentro del núcleo (2) por medio del simulador (14) de núcleo,
- el establecimiento regular, en base a los niveles de potencia locales ( $LP_C$ ), de una distribución de potencia instantánea ( $PD_I$ ) dentro del núcleo (2) durante el ciclo normal de operación del combustible por medio del simulador (15) de núcleo, estableciendo un patrón de distribución de potencia ( $PD_P$ ) en base a las distribuciones de potencia instantáneas ( $PD_I$ ) a lo largo del tiempo durante el ciclo normal de operación del combustible por medio del simulador (14) de núcleo,
- 25 la detección de unos niveles de potencia locales ( $LP_S$ ) por medio de los sensores (S) ,
- la comparación de los niveles de potencia locales detectados ( $LP_S$ ) con los niveles de potencia locales calculados ( $LP_C$ ),
- 30 el registro de las diferencias de potencia locales ( $LP_D$ ) entre los niveles de potencia locales detectados ( $LP_S$ ) y los niveles de potencia locales calculados ( $LP_C$ ),
- la combinación de la liberación de los gases de fisión y del patrón de distribución de la potencia ( $PD_P$ ) establecido,
- la observación de las correlaciones entre los cambios en la liberación de los gases de fisión y en el patrón de distribución de potencia ( $PD_P$ ) con el fin de determinar una posición del defecto (13) sobre el encamisado (10) de cualquiera de las barras (9) de combustible,
- 35 la combinación de la liberación de los gases de fisión y de las diferencias de la potencia local registradas ( $LP_D$ ), y la observación de las correlaciones entre los cambios en la liberación de los gases de fisión y los cambios en las diferencias de la potencia local ( $LP_D$ ) con el fin de determinar una posición del defecto (13) sobre el encamisado (10) de cualquiera de las barras (9) de combustible.
- 2.- Un procedimiento de acuerdo con la reivindicación 1, **en el que** las correlaciones comprenden los cambios locales en el patrón de distribución de potencia ( $PD_P$ ) seguido por una liberación de gases de fisión.
- 40 3.- Un procedimiento de acuerdo con una cualquiera de las reivindicaciones 1 y 2, **en el que** las correlaciones comprenden los cambios locales en el patrón de distribución de la potencia ( $PD_P$ ) seguido por un incremento en la liberación en curso de gases de fisión.
- 4.- Un procedimiento de acuerdo con una cualquiera de las reivindicaciones 1 y 2, **en el que** los niveles de potencia locales calculados ( $LP_C$ ) son calculados por modelos de simulación, utilizando los modelos de simulación señales de entrada del núcleo que comprenden factores que afectan a la potencia.
- 45 5.- Un procedimiento de acuerdo con la reivindicación 4, **en el que** los factores que afectan a la potencia comprenden parámetros de proceso que incluyen la potencia total del reactor dada, el flujo del fluido refrigerante (6) y la temperatura del fluido refrigerante (6) al menos en una posición del reactor (1),



- 6.- Un procedimiento de acuerdo con la reivindicación 5, en el que un nuevo cálculo y una corrección del patrón de distribución de la potencia ( $PD_P$ ) son llevados a cabo para establecer un patrón de distribución de potencia corregido ( $PD_P$ ) si los niveles de potencia locales detectados ( $LP_S$ ) y los niveles de potencia locales calculados ( $LP_C$ ) no se corresponden.
- 5 7.- Un procedimiento de acuerdo con una cualquiera de las reivindicaciones precedentes, **en el que** los sensores (S) miden regularmente al menos uno de entre un flujo local de neutrones y un flujo local de rayos gamma.
- 8.- Aparato para la vigilancia de la operación de un reactor (1) de una planta nuclear, en el que el reactor (1) comprende un núcleo (2) que presenta una pluralidad de conjuntos (3) combustibles, en el que cada conjunto (3) combustible incluye una pluralidad de barras (9) de combustible, en el que cada barra (9) de combustible comprende un combustible (11) nuclear y un encamisado (10), estando el combustible (11) nuclear encerrado por el encamisado (10), comprendiendo también la planta unos medios de forzamiento dispuestos para forzar un fluido refrigerante (6) en un flujo a través del reactor (1) y el núcleo (2), y unos medios (7) de transporte dispuestos para transportar una corriente (8) de efluentes gaseosos procedente del fluido refrigerante (6), estando el reactor (1) configurado para ser operado durante un ciclo normal de operación del combustible a una potencia dada total del reactor, durante la cual los gases de fisión son producidos en las barras (9) de combustible,
- 10  
15
- en el que** el aparato comprende un dispositivo de vigilancia que comprende
- al menos un primer detector ( $D_1$ ) configurado para medir continuamente, durante el ciclo normal de operación del combustible, un nivel de radioactividad en la corriente (8) de efluentes gaseosos con el fin de detectar una posible liberación de gases de fisión procedente de las barras (9) de combustible como consecuencia de una fuga de combustible debida a un defecto (13) del encamisado (10) de cualquiera de las barras (9) de combustible,
- 20
- un simulador (14) de núcleo configurado para calcular los niveles de potencia locales ( $LP_C$ ) en diferentes posiciones dentro del núcleo (2) para establecer regularmente una distribución de potencia instantánea ( $PD_i$ ) en base a los niveles de potencia locales calculados ( $LP_C$ ), en el núcleo (2) durante el ciclo normal de operación del combustible, y para establecer un patrón de distribución de potencia ( $PD_P$ ) en base a las distribuciones de potencia instantáneas ( $PD_i$ ) a lo largo del tiempo durante el ciclo normal de operación del combustible,
- 25
- unos sensores (S) provistos en diferentes posiciones dentro del núcleo (2) y configurados para detectar los niveles de potencia locales ( $LP_S$ ) en diferentes posiciones dentro del núcleo (2),
- un comparador (15) configurado para comparar los niveles de potencia locales detectados ( $LP_S$ ) con los niveles de potencia locales calculados ( $LP_C$ ), y
- 30
- un procesador (16) configurado para determinar una posición del defecto (13) sobre el encamisado (10) de cualquiera de las barras (9) de combustible mediante el registro de las diferencias de potencia locales ( $LP_D$ ) entre los niveles de potencia locales detectados ( $LP_S$ ) y los niveles de potencia locales calculados ( $LP_C$ ), combinando la liberación de los gases de fisión y el patrón de distribución de potencia establecido ( $PD_P$ ) y observando las correlaciones entre los cambios en la liberación de los gases de fisión y el patrón de distribución de potencia ( $PD_P$ ), y combinando la liberación de los gases de fisión y las diferencias de potencia locales registradas ( $LP_D$ ), y observando las correlaciones entre los cambios en la liberación de los gases de fisión y los cambios en las diferencias de la potencia locales registradas ( $LP_D$ ) con el fin de determinar una posición del defecto (13) sobre el encamisado (10) de una cualquiera de las barras (9) de combustible.
- 35
- 9.- Aparato de acuerdo con la reivindicación 8, **en el que** el simulador (15) núcleo está configurado para recalcular y corregir el patrón de distribución de potencia ( $PD_P$ ) para establecer un patrón de distribución de potencia corregido ( $PD_P$ ) si los niveles de potencia locales detectados ( $LP_S$ ) y los niveles de potencia locales calculados ( $LP_C$ ) no se corresponden.
- 40
- 10.- Aparato de acuerdo con la reivindicación 8, **en el que** cada sensor (S) comprende un dispositivo de vigilancia del Intervalo de Potencia Local.
- 45
- 11.- Una planta nuclear que comprende un aparato y un dispositivo de vigilancia según se define en cualquiera de las reivindicaciones 8 y 9.

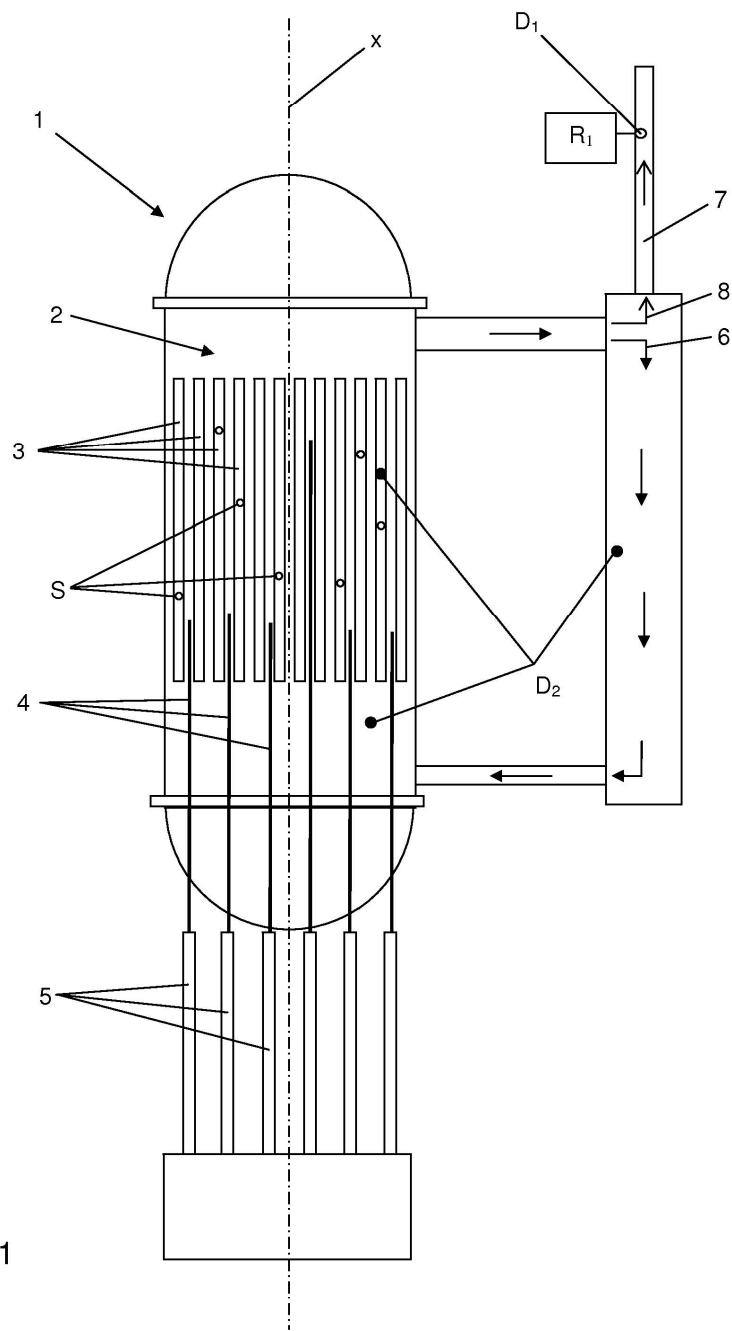


FIG. 1

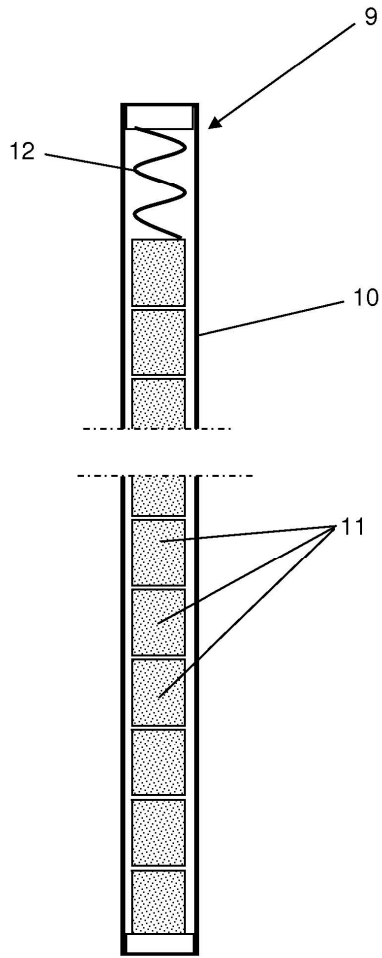


FIG. 2a

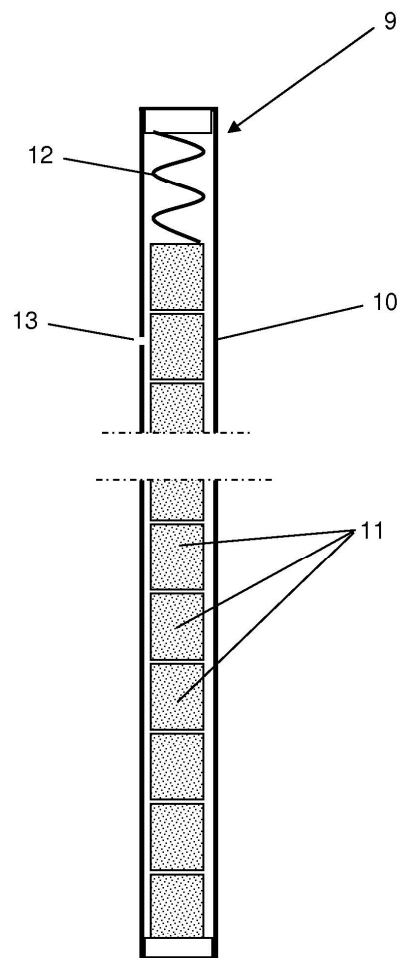


FIG. 2b

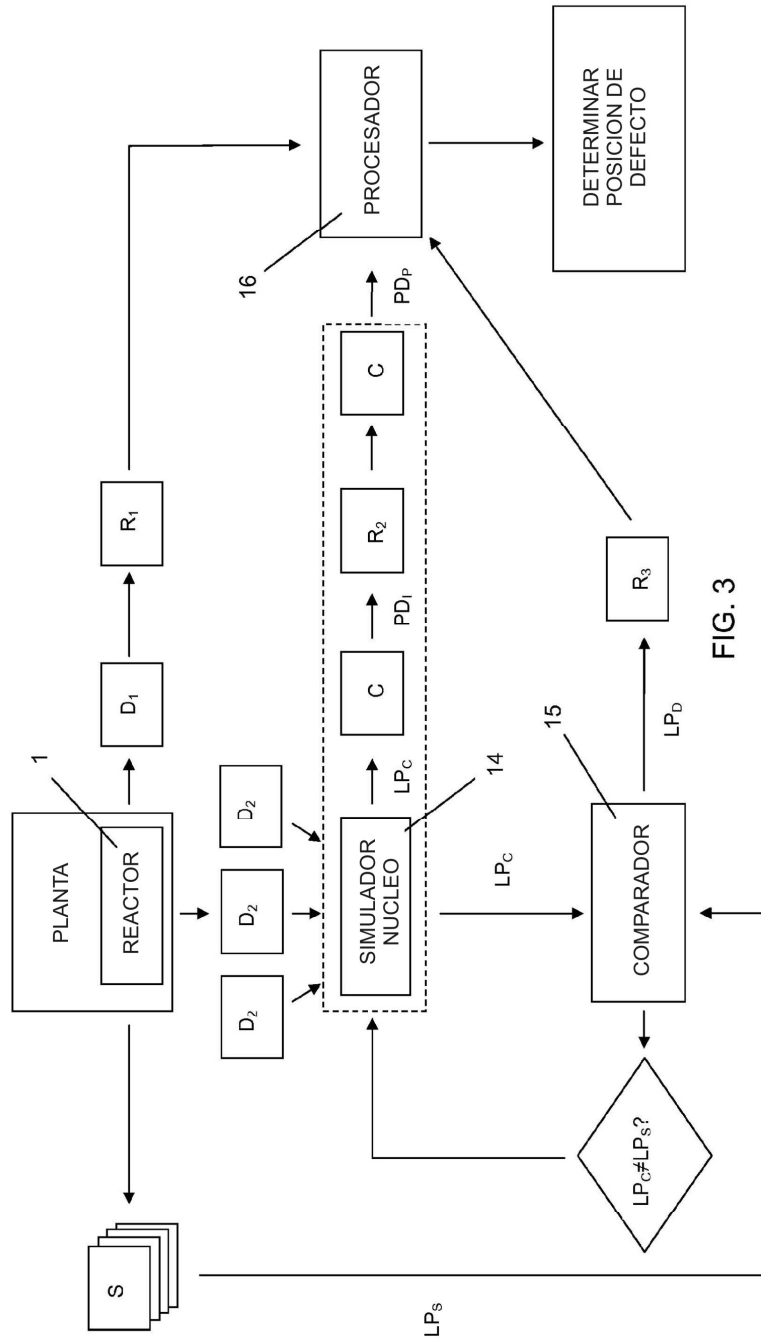


FIG. 3