

19



OFICINA ESPAÑOLA DE
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **2 579 080**

51 Int. Cl.:

G21C 17/00 (2006.01)

G21C 17/108 (2006.01)

G21D 3/00 (2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

96 Fecha de presentación y número de la solicitud europea: **25.06.2010 E 10794576 (8)**

97 Fecha y número de publicación de la concesión europea: **27.04.2016 EP 2449558**

54 Título: **Procedimiento de verificación del rendimiento de núcleo mediante instrumentación intranuclear**

30 Prioridad:

01.07.2009 US 495981

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

04.08.2016

73 Titular/es:

**WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC
(100.0%)
1000 Westinghouse Drive
Cranberry Township, Pennsylvania 16066, US**

72 Inventor/es:

**PRIBLE, MICHAEL, C.;
CONNER, SHANNON, L.;
HEIBEL, MICHAEL, D.;
SEBASTIANI, PATRICK, J. y
KISTLER, DANIEL, P.**

74 Agente/Representante:

CARPINTERO LÓPEZ, Mario

ES 2 579 080 T3

Aviso: En el plazo de nueve meses a contar desde la fecha de publicación en el Boletín europeo de patentes, de la mención de concesión de la patente europea, cualquier persona podrá oponerse ante la Oficina Europea de Patentes a la patente concedida. La oposición deberá formularse por escrito y estar motivada; sólo se considerará como formulada una vez que se haya realizado el pago de la tasa de oposición (art. 99.1 del Convenio sobre concesión de Patentes Europeas).

DESCRIPCIÓN

Procedimiento de verificación del rendimiento de núcleo mediante instrumentación intranuclear

Antecedentes de la invención**1. Campo de la invención**

- 5 La presente invención versa en general sobre pruebas físicas subcríticas de un reactor de agua ligera y, más en particular, sobre las pruebas físicas de un reactor de agua a presión en el arranque.

2. Descripción de la técnica relacionada

10 El lado primario de los sistemas de generación de energía mediante reactor nuclear que son enfriados con agua a presión y comprenden un circuito cerrado que está aislado tiene una relación de intercambio de calor con un lado secundario para la producción de energía útil. El lado primario de la vasija del reactor incluye una estructura interna de núcleo que soporta varios conjuntos de combustible que contienen material físil, el circuito primario dentro de generadores de vapor de intercambio térmico, el volumen interior de un depósito de compensación de presión, bombas y tuberías para la circulación de agua a presión, y los tubos que conectan cada uno de los generadores y de las las bombas a la vasija del reactor independientemente. Cada una de las partes del lado primario comprende un generador de vapor, una bomba y un sistema de tubos que están conectados a la vasija forma un bucle del lado primario.

15 A efectos de ilustración, la Figura 1 muestra un sistema primario simplificado de reactor nuclear que incluye una vasija generalmente cilíndrica 10 de presión que tiene una cabeza 12 de cierre que rodea el núcleo 14 del reactor. Se bombea a la vasija 10 un refrigerante líquido, tal como agua, mediante la bomba 16 a través del núcleo 14, en el que la energía térmica es absorbida y descargada en un intercambiador 18 de calor, denominado normalmente generador de vapor, en el que el calor se transfiere a un circuito de utilización (no mostrado), tal como un generador de turbina accionado por vapor. El refrigerante del reactor es devuelto a la bomba 16 completando el bucle primario. Normalmente, varios de los bucles mencionados en lo que antecede están conectados a una única vasija 10 de reactor mediante tuberías 20 de refrigerante de reactor.

25 En la Figura 2 se muestra con más detalle un diseño ejemplar de reactor. Además del núcleo 14, que comprende varios conjuntos 22 de combustible verticales paralelos que tienen la misma extensión, con el fin de esta descripción, las otras estructuras internas de la vasija pueden ser divididas en internas inferiores 24 e internas superiores 26. En los diseños convencionales, los internos inferiores funcionan soportando, alineando y guiando los componentes y la instrumentación del núcleo, así como dirigiendo el flujo dentro de la vasija. Los internos superiores contienen o proporcionan una contención secundaria para los conjuntos 22 de combustible (solo dos de los cuales se muestran en aras de la simplicidad de esta figura), y soportan y guían la instrumentación y los componentes, tales como las barras 28 de regulación. En el reactor ejemplar mostrado en la Figura 2, el refrigerante entra en la vasija 10 del reactor a través de una o más toberas 30 de entrada, fluye descendentemente atravesando un anillo entre la vasija y el barrilete 32 del núcleo, gira 180° en un *plenum* inferior 34, asciende atravesando una placa inferior 37 de soporte y una placa inferior 36 del núcleo sobre las que se asienten los conjuntos 22 de combustible y atravesando los conjuntos y en torno a los mismos. Los conjuntos de combustible están contenidos por los internos superiores, incluyendo una placa superior circular 40 del núcleo. El refrigerante que sale del núcleo 14 fluye por la cara inferior de la placa superior 40 del núcleo y asciende atravesando varias perforaciones 42. El refrigerante fluye entonces hacia arriba y radialmente hacia una o más toberas 44 de salida.

30 Los internos superiores 26 pueden estar soportados en la vasija o en la tapa de la vasija e incluir un conjunto superior 46 de soporte. Se transmiten cargas entre el conjunto superior 46 de soporte y la placa superior 40 del núcleo, fundamentalmente por medio de varias columnas 48 de soporte. Una columna de soporte está alineada encima de un conjunto seleccionado 22 de combustible y de perforaciones 42 en la placa superior 40 del núcleo.

35 Normalmente, las barras 28 de regulación amovibles de forma rectilínea incluyen un eje 50 de accionamiento y una estructura 52 en araña de barras de veneno neutrónico que son guiadas atravesando los internos superiores 26 formando conjuntos 22 de combustible alineados por medio de tubos guía 54 de barras de regulación. Los tubos guía están conectados entre el conjunto superior 46 de soporte y la placa superior 40 del núcleo.

40 La Figura 3 es una vista en alzado, representada de forma verticalmente acortada, de un conjunto de combustible que está designado en general por el número de referencia 22. El conjunto 22 de combustible es del tipo usado en un reactor de agua a presión y tiene un esqueleto estructural que, en su extremo inferior, incluye una tobera inferior 58. La tobera inferior 58 soporta el conjunto 22 de combustible sobre una placa 60 de soporte inferior del núcleo en la región del núcleo de un reactor nuclear (la placa 60 de soporte inferior del núcleo mostrada en la Figura 3 está representada por el número de referencia 36 en la Figura 2). Además de la tobera inferior 58, el esqueleto estructural del conjunto 22 de combustible también incluye una tobera superior 62 en su extremo superior y varios tubos o manguitos guía 84, que se extienden longitudinalmente entre las toberas superior e inferior 58 y 62 y en extremos opuestos están unidos rígidamente a las mismas.

El conjunto 22 de combustible incluye, además, varias rejillas transversales 64 separadas axialmente a lo largo de los manguitos guía 84 (también denominados tubos guía), y montadas en los mismos, y un conjunto organizado de varillas alargadas 66 de combustible separadas transversalmente y soportadas por las rejillas 64. Aunque no puede verse en la Figura 3, las rejillas 64 están formadas convencionalmente a partir de tiras ortogonales que están intercaladas en un patrón de huevera, definiendo la superficie adyacente de contacto de cuatro tiras celdas de soporte aproximadamente cuadradas a través de las cuales las varillas 66 de combustible están soportadas en una relación mutua transversalmente separada. En muchos diseños convencionales se troquelan resortes y depresiones en las paredes opuestas de las tiras que forman las celdas de soporte. Los resortes y las depresiones se extienden radialmente al interior de las celdas de soporte y capturan las varillas de combustible entre los mismos, ejerciendo presión en el envainado de la varilla de combustible para mantener las varillas en su sitio. Además, el conjunto 22 tiene un tubo 68 de instrumentación situado en el centro del mismo que se extiende entre las toberas superior e inferior 58 y 62 y está montado en las mismas o las atraviesa. En la Figura 3 se ilustra lo primero.

Cada varilla 66 de combustible incluye una pluralidad de pastillas 70 de combustible nuclear y está cerrada por sus extremos opuestos mediante tapones terminales superior e inferior 72 y 74. Las pastillas 70 son mantenidas en una pila por medio de un muelle 76 del *plenum* dispuesto entre el tapón terminal superior 72 y la parte superior de la pila de pastillas. Las pastillas 70 de combustible, compuestas de material fisil, son responsables de crear la potencia reactiva del reactor. El envainado que rodea a las pastillas funciona como barrera para impedir que los subproductos de la fisión entren en el refrigerante y que contaminen ulteriormente el sistema del reactor.

Para controlar el proceso de fisión, varias barras 78 de regulación son recíprocamente amovibles en los manguitos guía 84 situados en posiciones predeterminadas en el conjunto 22 de combustible. Específicamente, un mecanismo 80 de control de agrupamientos de barras situado encima de la tobera superior 62 soporta las barras 78 de control. El mecanismo de control tiene un miembro terminal 82 roscado internamente con varios brazos o aletas 52 que se extienden radialmente. Cada brazo 52 está interconectado con las barras 78 de regulación, de modo que el mecanismo 80 de control es operable para mover las barras de regulación verticalmente en los manguitos guía 84, para controlar con ello el proceso de fisión en el conjunto 22 de combustible, bajo la potencia motriz de los ejes 50 de accionamiento de las barras de regulación, que están acopladas a los terminales 82 de las barras de regulación, todo de una manera muy conocida.

En tal sistema de generación de energía mediante un reactor de agua a presión, se genera calor dentro del núcleo de la vasija a presión mediante una reacción de fisión en cadena que ocurre en la pluralidad de varillas de combustible soportadas dentro del núcleo. Según se ha mencionado previamente, las varillas de combustible están mantenidas en la relación separada dentro de los conjuntos de combustible, y el espacio entre las varillas de combustible forma canales de refrigeración por los que fluye agua borada. El hidrógeno dentro del agua refrigerante modera los neutrones emitidos a partir del uranio enriquecido dentro del combustible, aumentando el número de reacciones nucleares y, así, aumentando la eficiencia del proceso. Los manguitos guía de las barras de regulación que están entremezclados en los conjuntos de combustible en lugar de ubicaciones de varillas de combustible sirven para guiar a las barras de regulación, que son operables para ser insertadas en el núcleo o retiradas del mismo. Cuando están insertadas, las barras de regulación absorben neutrones y, así, reducen el número de reacciones nucleares y la cantidad de calor generado dentro del núcleo.

El nivel de potencia de un reactor nuclear se divide generalmente en tres intervalos: el intervalo fuente o de arranque, el intervalo intermedio y el intervalo de potencia. El nivel de potencia del reactor es monitorizado continuamente para garantizar una operación segura. Tal monitorización se realiza normalmente mediante detectores de neutrones puestos fuera y dentro del núcleo del reactor para medir el flujo neutrónico del reactor. Dado que el flujo neutrónico en el reactor en cualquier punto es proporcional a la tasa de fisión, el flujo neutrónico también es proporcional al nivel de potencia.

Se han usado cámaras de fisión e ionización para medir el flujo en los intervalos fuente, intermedio y de potencia de un reactor. Normalmente, las cámaras de fisión e ionización son capaces de operar en todos los niveles normales de potencia; sin embargo, generalmente no son lo bastante sensibles como para detectar el flujo neutrónico de bajo nivel emitido en el intervalo fuente. Así, normalmente se usan protectores separados de bajo nivel para el intervalo fuente para monitorizar el flujo neutrónico cuando el nivel de potencia del reactor está en el intervalo fuente.

Las reacciones de fisión dentro del núcleo ocurren cuando neutrones libres con los debidos niveles de energía chocan con los átomos del material fisionable contenido en las varillas de combustible. Las reacciones dan como resultado la liberación de una gran cantidad de energía térmica que es extraída del núcleo en el refrigerante del reactor y en la liberación de neutrones libres adicionales que están disponibles para producir más reacciones de fisión. Algunos de estos neutrones liberados escapan del núcleo o son absorbidos por absorbente de neutrones, por ejemplo barras de regulación, y, por lo tanto, no causan reacciones tradicionales de fisión. Controlando la cantidad de material absorbente de neutrones presente en el núcleo puede controlarse la tasa de fisión. Siempre hay reacciones aleatorias de fisión que ocurren en el material fisionable, pero cuando se apaga el núcleo, los neutrones liberados son absorbidos a una tasa tan elevada que no ocurre una serie sostenida de reacciones. Al reducir el material absorbente de neutrones hasta que el número de neutrones en 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 neutrónico es seis órdenes de magnitud o así más alto que cuando el reactor está apagado. En algunos reactores, para acelerar el aumento del flujo neutrónico en un núcleo apagado para lograr intervalos prácticos de transición, se implanta una fuente artificial de neutrones en el núcleo del reactor entre las varillas de combustible que contienen el material fisionable. Esta fuente artificial de neutrones crea un aumento localizado en el flujo neutrónico para contribuir a llevar al reactor al nivel de potencia.

En ausencia de una fuente de neutrones, la proporción entre el número de neutrones libres en una generación y los de la generación anterior es denominada "factor de multiplicación de neutrones" (K_{eff}) y es usada como medida de la reactividad del reactor. En otras palabras, la medida de la criticidad para un núcleo de reactor es K_{eff} , es decir, la proporción entre la producción de neutrones y la pérdida total de neutrones atribuible tanto a la destrucción como a la pérdida. Cuando K_{eff} es mayor que uno, se producen más neutrones de los que son destruidos. Asimismo, cuando K_{eff} es menor que uno, se destruyen más neutrones de los que se producen. Cuando K_{eff} es menor que uno, se dice que el reactor es "subcrítico".

La norma publicada por el Instituto de Normalización Estadounidense (ANSI) y la Sociedad Nuclear Estadounidense (ANS), ANSI/ANS 19.6.1, "Reload Start-up Physics Test For Pressurized Water Reactors", requiere que se confirmen ciertos parámetros del núcleo antes de que el reactor pase a estado crítico. El propósito de confirmar estos parámetros durante las pruebas físicas es llevar a cabo una verificación del diseño del núcleo, es decir, demostrar que el núcleo construido se comporta de manera suficientemente parecida a como se prevé que se comporte el núcleo diseñado. Al proporcionar esa verificación se validan los análisis de seguridad llevados a cabo en el núcleo para ese ciclo de combustible. Las características que tienen que confirmarse durante la condición de potencia cero en caliente (menos del 5% de potencia térmica nominal) son:

- distribución de potencia,
- control de la reactividad,
- equilibrio de la reactividad,
- capacidad de parada (margen de parada).

En la actualidad, estas características son "medidas" cuantitativamente determinando la concentración crítica de boro en la condición de potencia cero en caliente con todas las barras retiradas (también denominada concentración terminal de boro), el coeficiente de reactividad por temperatura del moderador, el coeficiente de temperatura isotérmica y el valor total del grupo de barras de regulación.

La base sobre la que descansan las pruebas físicas es observar una respuesta prevista del núcleo. Varios programas actuales de pruebas físicas, tales como el programa de medición dinámica del valor de las barras o el programa de medición del valor de las barras subcríticas, son capaces de confirmar con precisión todos los parámetros anteriormente enumerados. El programa de medición dinámica del valor de las barras usa uno de cuatro detectores extranucleares del intervalo de potencia de una central nuclear (que es preciso que sea puesto fuera de servicio) para llevar a cabo las pruebas mientras el reactor está en el intervalo de ensayo de potencia cero. Para llevar a cabo la medición, se insertan en el núcleo y se retiran individualmente del mismo grupo de barras de regulación en un movimiento continuo a la máxima velocidad de paso de las barras. Después de que cada grupo es retirado del núcleo, es necesario permitir que el flujo se recupere hasta el nivel de arranque inicial. Durante el tiempo requerido para la recuperación del flujo se lleva a cabo un tratamiento de datos para obtener el valor total de las barras y el valor integral de las barras en función de la posición del grupo. Se introduce una excepción de especificación técnica especial durante las pruebas físicas a baja potencia para permitir que las barras de regulación se muevan fuera de secuencia y por debajo de su límite de inserción y también para un coeficiente de reactividad por temperatura del moderador que es más negativo que el empleado durante las operaciones normales. El programa de medición dinámica del valor de las barras es capaz de determinar la primera visión "tosca" de la distribución de potencia en función de los valores individuales de grupos de barras de regulación. Si se satisfacen todos los criterios de revisión en los valores de grupos individuales medidos con el programa de medición dinámica del valor de las barras, entonces no hace falta ningún mapa de flujo de baja potencia para confirmar ulteriormente el núcleo. Sin embargo, si un valor de un grupo individual difiere en más del 15% o 100 pcm con respecto a aquel que se predijo, entonces se requiere un mapa de flujo de baja potencia para la investigación de la anomalía. Normalmente, este procedimiento lleva entre 8 y 12 horas de tiempo de ruta crítica de parada para una central de cuatro bucles.

El programa de medición del valor de las barras subcríticas usa ambos detectores del intervalo fuente de una central nuclear sin requerir que sean puestos fuera de servicio. Las pruebas se llevan a cabo mientras el reactor es subcrítico ($K_{eff} \leq 0,99$) y requieren maniobras menos complicadas de las barras de regulación que el programa de medición dinámica del valor de las barras, lo que hace más fáciles las pruebas y que resulten más familiares a la empresa explotadora del reactor. Las barras de regulación son retiradas de la manera normal en la preparación de las pruebas de medición del tiempo de retirada de barras calientes. El programa de medición del valor de las barras subcríticas especifica puntos de estado en los que se recogen los datos de la tasa de recuento del detector del intervalo fuente. La retirada de la barra es detenida brevemente en cada punto de estado para recoger los datos necesarios y el proceso continúa hasta alcanzar una condición con todas las barras retiradas. El programa de medición del valor de las barras subcríticas calcula entonces el valor total de las barras de regulación y la

concentración crítica de boro a partir de los datos del intervalo fuente recogidos en cada punto de estado. Tras la evaluación de los resultados del valor total de las barras de regulación y de las mediciones de concentración crítica de boro, se lleva a cabo una medición del coeficiente de temperatura isotérmica cambiando la temperatura del sistema en aproximadamente 3,3°C y determinando el correspondiente cambio en la reactividad. Esta determinación se realiza usando la relación entre el cambio en reactividad y el cambio en la indicación de los detector extranucleares medida durante las retiradas de barras.

El procedimiento de verificación de la medición del valor de las barras subcríticas usa la metodología de tasa de recuento inversa subcrítica, que es descrita más plenamente en la solicitud de patente estadounidense con nº de serie 12/332.577, presentada el 11 de diciembre de 2008, para predecir la distribución de neutrones en el núcleo subcrítico, lo que permite la linealización de la proporción muy poco lineal de la tasa de recuento inversa para que los cambios de K_{eff} puedan ser determinados a partir de mediciones espacialmente corregidas de señales de detectores del intervalo fuente. La tensión de los detectores del intervalo fuente que fue monitorizada en cada punto de estado es convertida en conteos y K_{eff} en cada punto de estado. El cambio total en reactividad durante las extracciones de barras determina el valor total de un grupo. A continuación, la proporción de la tasa de recuento inversa corregida espacialmente es extrapolada a cero para determinar la reactividad necesaria para pasar al estado crítico (o la concentración terminal de boro). Este punto extrapolado proporciona una medición precisa de una condición crítica prevista que permite que la central extraiga barras para llevar a la central al estado crítico, en vez de hacer que la concentración de boro se diluya en el refrigerante para alcanzar la criticidad sin una condición crítica prevista conocida en función de la experiencia del núcleo en ese ciclo particular de combustible. El acuerdo entre la distribución real y prevista de la distribución de potencia del núcleo depende de la medición de las desviaciones medias de la proporción de la tasa de conteo inversa con respecto al valor previsto (MD) dividida por las diferencias medidas de la media cuadrática de la proporción medida de la tasa de recuento inversa a partir de los valores previstos (RMS) durante la retirada de todos los grupos de control y de parada, o MD/RMS. Aunque este procedimiento ha resultado ser exacto durante sus muchas aplicaciones, sigue requiriéndose un mapa de flujo con una potencia térmica nominal del 30% para verificar ulteriormente la distribución de potencia del núcleo. Este procedimiento normalmente requiere entre 3 y 5 horas de tiempo de ruta crítica de parada en una central de cuatro bucles. Se encuentra información adicional de la técnica anterior en un documento de Framatome: "ZPPT Modifications for B&W Designed Reactors", BAW-10242 (NP), agosto de 2003, y en los documentos de patentes US 2003/128793 A1, US 5.229.066 A, y US 6.310.929 B1.

En consecuencia, se desean un nuevo programa de pruebas físicas subcríticas que ahorre tiempo de ruta crítica de parada. Además, se desea un programa de pruebas físicas subcríticas que elimine completamente las pruebas físicas subcríticas requeridas del tiempo de ruta crítica de parada. Además, se desea un programa de pruebas físicas subcríticas que confirme que el núcleo operará según se ha diseñado por encima de la criticidad.

Sumario de la invención

Esta invención lograr los anteriores objetivos proporcionando un procedimiento de pruebas físicas subcríticas, definido en la reivindicación 1, que emplea mediciones tomadas de instrumentación intranuclear alojada en manguitos para instrumentos dentro de los conjuntos de combustible del núcleo. La instrumentación intranuclear situada en varias ubicaciones radiales dentro del núcleo monitoriza el flujo neutrónico en el núcleo en varias zonas axiales, sustancialmente a lo largo de un tramo activo de los elementos de combustible fisible. El procedimiento, en primer lugar, predice analíticamente una distribución de potencia para el núcleo. A continuación, mientras el núcleo está inicialmente en una condición subcrítica de parada con $K_{\text{eff}} \leq 0,99$ mediante la inserción de al menos algunas de las barras de regulación y/o una adición de un absorbente químico de neutrones en el núcleo, el procedimiento retira las barras de regulación del núcleo en una secuencia preestablecida para elevar el nivel de potencia del núcleo dentro de un intervalo de potencia subcrítica. Mientras las barras de regulación están siendo retiradas, el procedimiento monitoriza el nivel de potencia en las ubicaciones axiales y radiales del núcleo monitorizadas por la instrumentación intranuclear para obtener una distribución de potencia monitorizada de una o más salidas de la instrumentación intranuclear. A continuación, el procedimiento compara la distribución de potencia prevista analíticamente con la distribución de potencia monitorizada. Si las distribuciones de potencia monitorizada y prevista se encuentran dentro de una desviación preseleccionada, el procedimiento continúa el arranque normal del reactor para llevar al reactor sin interrupción al nivel de potencia mientras la potencia monitorizada permanezca dentro de las especificaciones.

Deseablemente, la etapa de monitorización proporciona una medición integrada de la distribución del flujo neutrónico del conjunto de combustible a diversas temperaturas del reactor y diversas configuraciones de posiciones de las barras de regulación cuando se retiran las barras de regulación. En una realización, la medición integrada de la distribución del flujo neutrónico del conjunto de combustible es obtenida integrando la salida de la instrumentación intranuclear hasta que la incertidumbre fraccionaria en la salida relativa satisface un nivel de incertidumbre especificado. A continuación, el procedimiento compara la distribución de potencia monitorizada con la correspondiente distribución prevista de señales que era parte de la distribución de potencia prevista analíticamente para identificar si hay alguna desviación significativa entre las distribuciones de potencia monitorizada y prevista. En esta realización, el procedimiento incluye, preferentemente, la etapa de usar los niveles monitorizados de potencia axial y radial obtenidos a diferentes temperaturas y con posiciones de las barras diferentes para cuantificar cambios

de reactividad que ocurren entre las diferentes temperaturas y con diferentes posiciones de las barras para que puedan determinarse un coeficiente de temperatura de reactividad y un valor de reactividad de las barras de regulación y compararlos con los valores previstos. En otra realización adicional en la que las distribuciones de potencia monitorizada y prevista están dentro de la desviación preseleccionada en el intervalo de potencia subcrítica, el procedimiento incluye la etapa de seguir comparando la distribución de potencia analíticamente prevista con la distribución de potencia monitorizada cuando el reactor alcanza una potencia crítica hasta un intervalo predeterminado de potencia.

Breve descripción de los dibujos

Puede lograrse una comprensión adicional de la invención por la siguiente descripción de las realizaciones preferentes cuando es leída junto con los dibujos adjuntos, en los que:

la Figura 1 es una representación esquemática del lado primario de un sistema generador de energía nuclear;

la Figura 2 es una vista en alzado, parcialmente en sección, de una vasija del reactor nuclear y de componentes internos a los que puede ser aplicada esta invención;

la Figura 3 es una vista en alzado, parcialmente en sección, de un conjunto de combustible ilustrado de forma verticalmente acortada, con partes recortadas en aras de la claridad; y

la Figura 4 es una vista esquemática del diseño del elemento detector de vanadio de los detectores intranucleares de flujo empleados por la invención.

Descripción de la realización preferente

El programa de verificación subcrítica mediante instrumentación intranuclear de la presente invención en muchos sentidos es similar al programa de medición del valor de las barras subcríticas. La principal diferencia es que esta invención emplea conjuntos de manguitos de instrumentación intranuclear de vida extendida de separación de señales proporcionales optimizadas en la región axial (OPARSSEL™) que están descritos más plenamente en la patente estadounidense 5.745.538. El uso de detectores intranucleares fijos de vanadio en lugar de los detectores extranucleares del intervalo fuente permite que las pruebas físicas subcríticas y de baja potencia se lleven a cabo y se completen durante el procedimiento de arranque y sin interrupción, lo que elimina las actividades de verificación del diseño del núcleo de la ruta crítica de parada. Los conjuntos de manguitos de instrumentación intranuclear OPARSSEL reemplazan los sistemas amovibles de detectores intranucleares empleados en muchos reactores de agua a presión.

La Figura 4 representa un esquema de la configuración de elementos detectores dentro de los conjuntos de manguitos intranucleares de instrumentación detectora de flujo. Un elemento detector intranuclear de vanadio en un flujo neutrónico produce una señal causada por la absorción de un neutrón por el isótopo de vanadio-51 para producir vanadio-52. El isótopo de vanadio-52 decae por emisión beta, lo que produce una corriente eléctrica proporcional al flujo neutrónico. Cada conjunto de manguitos de instrumentación intranuclear aloja múltiples elementos detectores autoalimentados de longitud variable para proporcionar una distribución de potencia nuclear axial. Normalmente se proporcionan cinco elementos detectores, según se ilustra en la Figura 4, pero los reactores más nuevos, tal como el AP1000, emplean hasta siete elementos detectores. El emisor detector 86 de mayor longitud abarca toda la longitud del elemento de combustible activo, extendiéndose por las regiones R1-R5, y proporciona una medición integrada del flujo neutrónico total contenido dentro del conjunto de combustible asociado. Los elementos detectores más cortos 88, 90, 92 y 94 proporcionan señales que pueden ser usadas para determinar la fracción relativa del flujo neutrónico total que es generado en las diferentes regiones axiales R1-R5 del conjunto de combustible definidas por el solapamiento con el elemento detector 86 de mayor longitud. Esta información permite la medición de la forma relativa de potencial radial y axial en todas las ubicaciones del núcleo que contengan conjuntos de manguitos de instrumentación intranuclear. Esta información medida puede ser comparada, a continuación, con la correspondiente información de la distribución de potencia axial y radial relativa prevista para identificar si hay alguna diferencia significativa con respecto a las condiciones previstas. La señal total medida de todos los elementos detectores también puede ser usada para establecer si hay un sesgo global de la reactividad entre el núcleo construido y el previsto.

Así, el programa de verificación subcrítica de instrumentación intranuclear de esta invención usa los detectores autoalimentados en los conjuntos de manguitos de instrumentación intranuclear para proporcionar una medición integrada de la distribución del flujo neutrónico del conjunto de combustible a diversas temperaturas y con diversas configuraciones de posiciones de las barras similar a la manera en la que el programa de medición del valor de las barras subcríticas procesa las señales de detectores del intervalo fuente. Sin embargo, en el caso de las señales del conjunto de manguitos de instrumentación intranuclear, la información de medición es obtenida integrando la salida de la señal actual procedente de cada emisor detector hasta que la incertidumbre fraccionaria en las señales del detector relativo satisface un nivel de incertidumbre especificado. La distribución medida de señales del detector es comparada entonces con una correspondiente distribución de señales previstas para identificar si hay alguna desviación significativa entre las distribuciones de potencia radial y axial medida y prevista. Las mediciones obtenidas a diferentes temperaturas y con posiciones diferentes de las barras también pueden ser usadas para

5 cuantificar los cambios de reactividad que ocurren entre estos cambios de condición para que el coeficiente de temperatura de reactividad y el valor de reactividad de las barras de regulación puedan ser medidos y comparados con los valores previstos. Empleando el procedimiento de esta invención, la retirada de las barras de regulación es llevada a cabo en una secuencia preestablecida e, idealmente, es continua, sin la necesidad de puntos de estado para la recogida de datos.

10 Una ventaja adicional del programa de verificación subcrítica de instrumentación intranuclear de esta invención es que la comparación entre las distribuciones de potencia real y prevista y otros parámetros del núcleo pueden continuar a niveles de potencia por encima del punto en el que el reactor para al estado crítico para validar ulteriormente los análisis de seguridad que se llevaron a cabo para el núcleo. Así, el uso de la metodología de verificación del diseño del núcleo de esta invención mejora significativamente la precisión, la seguridad y la conveniencia del proceso de verificación del diseño del núcleo y elimina esencialmente todas las actividades de verificación del diseño del núcleo de la ruta crítica de parada.

15 Aunque se han descrito con detalle realizaciones específicas de la invención, los expertos en la técnica apreciarán que podrían desarrollarse diversas modificaciones y alternativas a esos detalles teniendo en cuenta las enseñanzas generales de la divulgación. En consecuencia, se pretende que las realizaciones particulares dadas a conocer sean únicamente ilustrativas y no limitantes en cuanto al alcance la invención, que está definido en las reivindicaciones adjuntas.

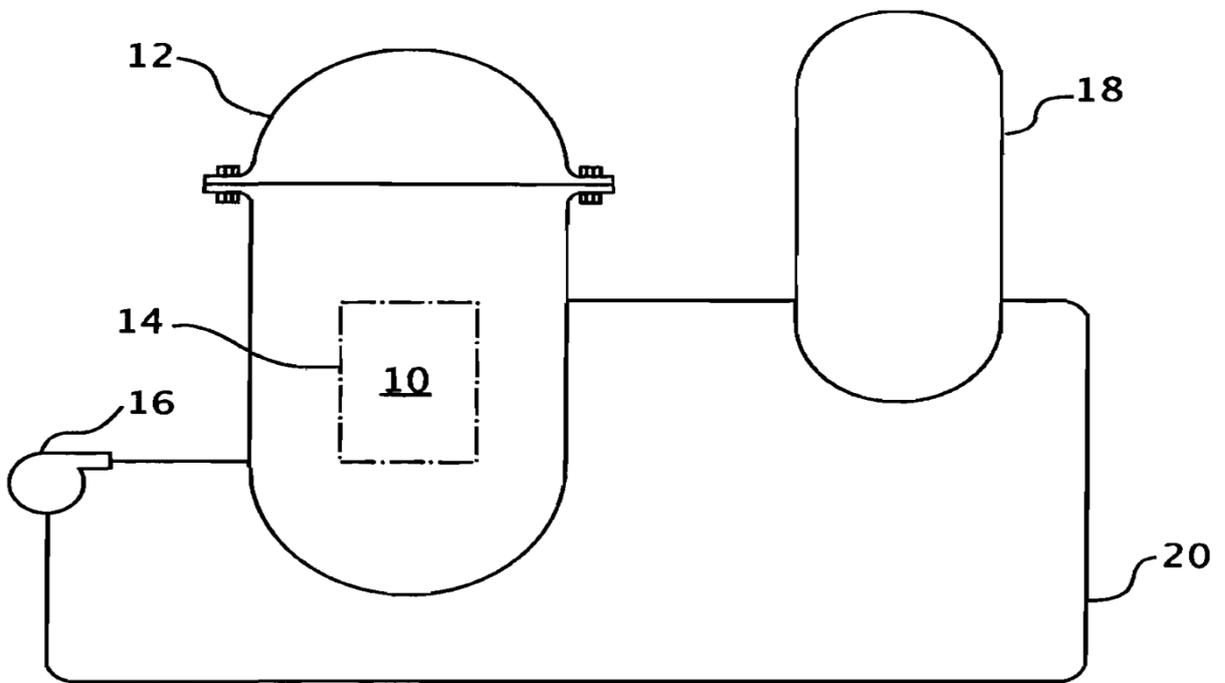


FIG. 1 Técnica anterior

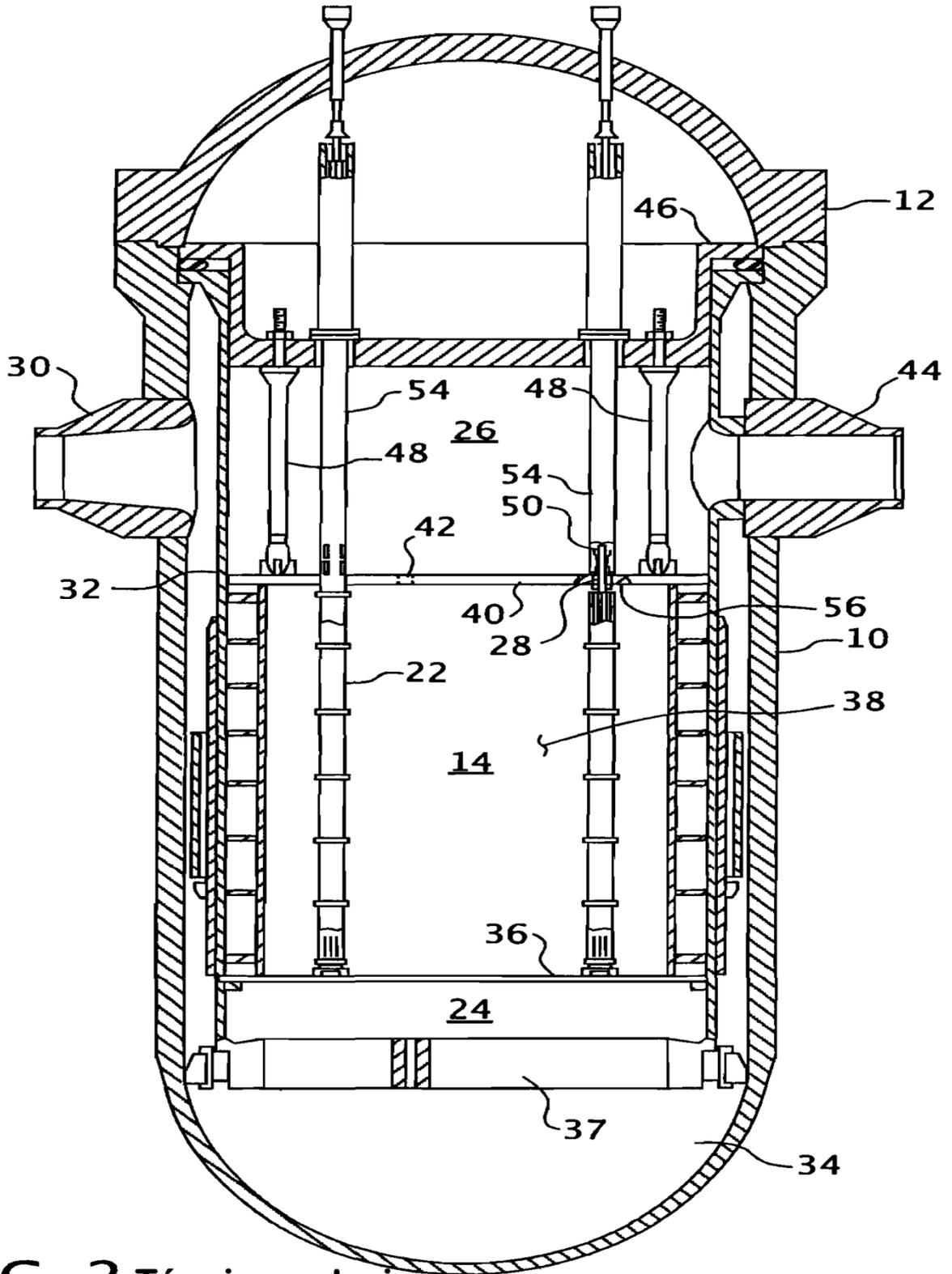


FIG. 2 Técnica anterior

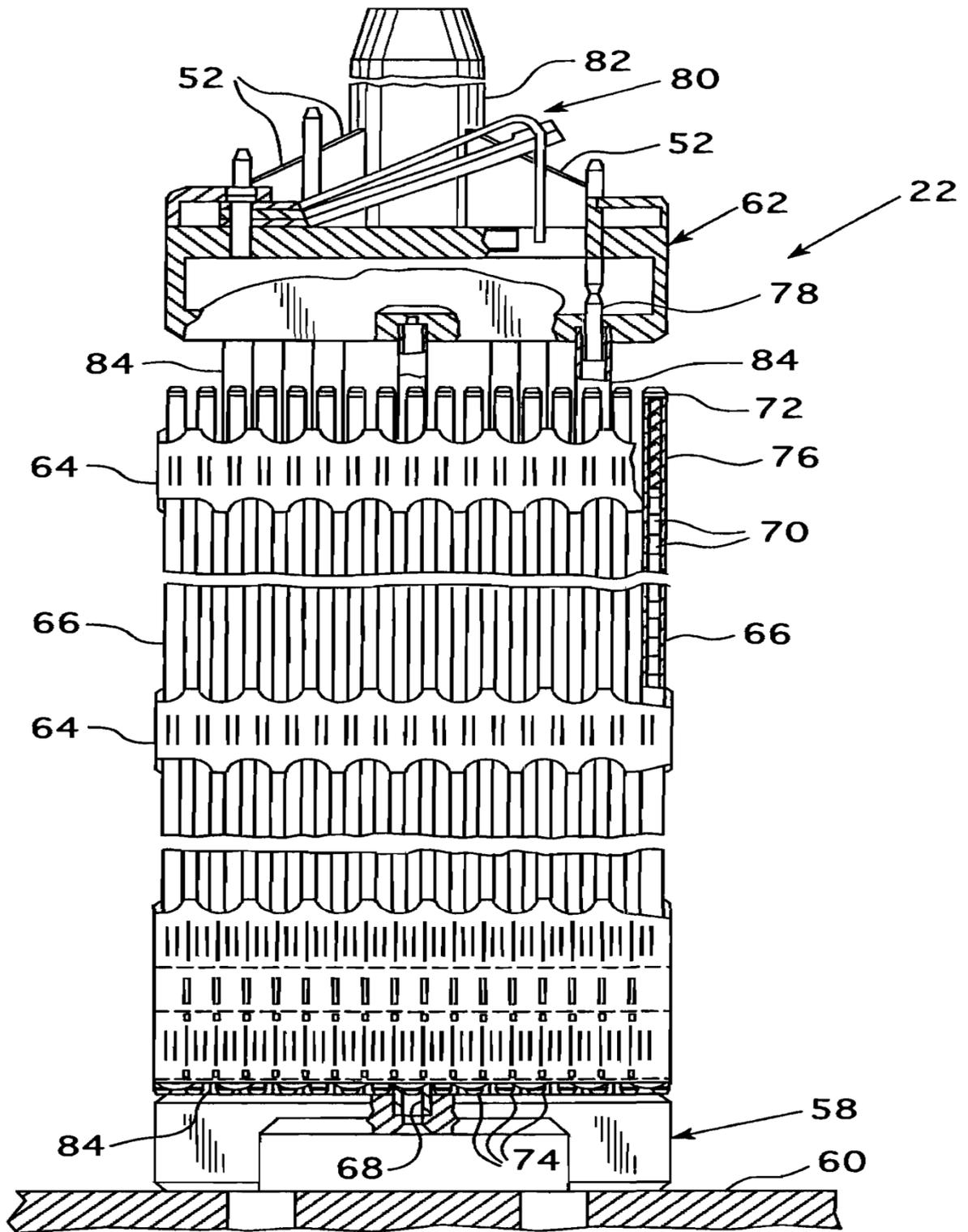


FIG. 3 Técnica anterior

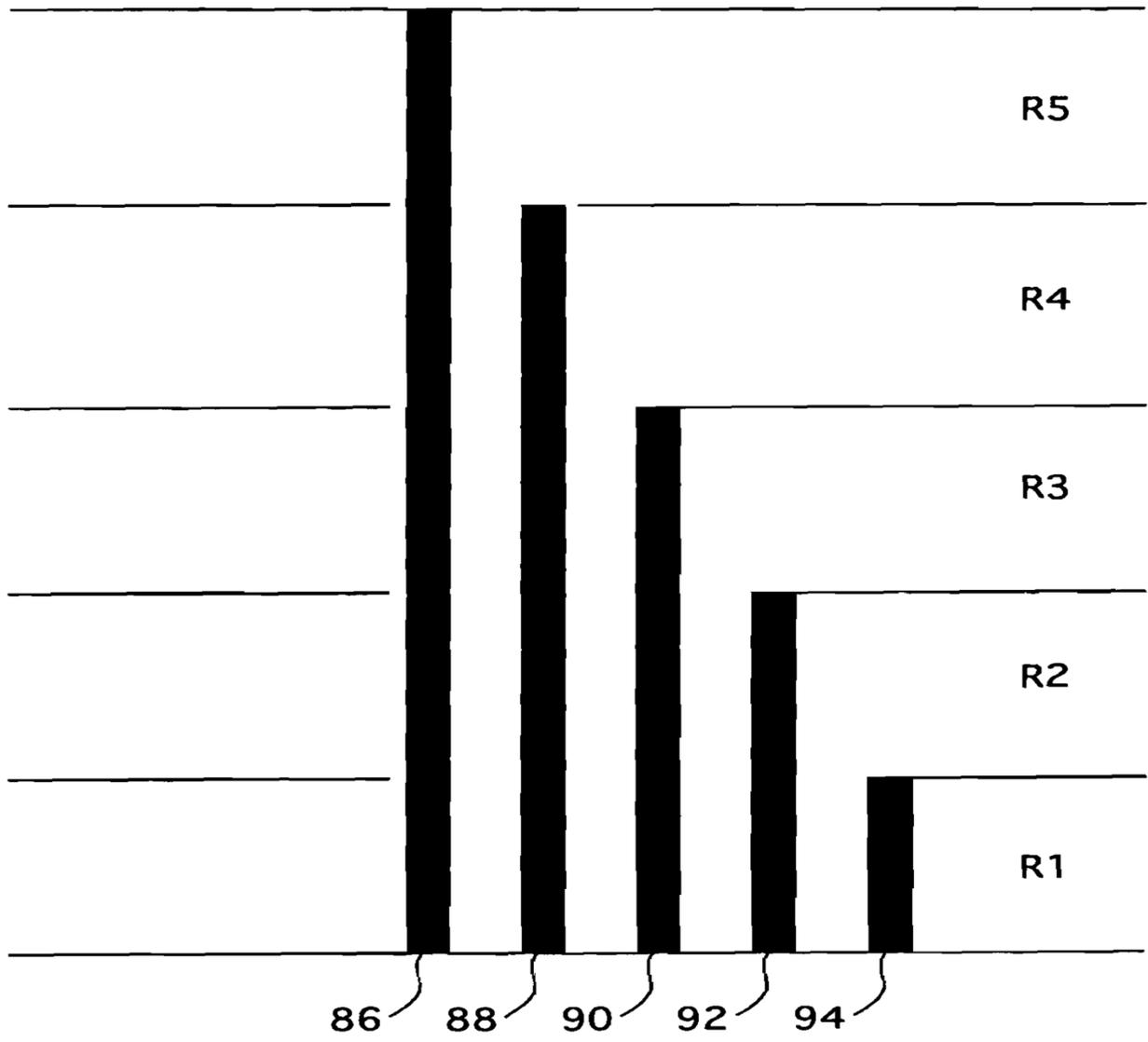


FIG. 4