

19



OFICINA ESPAÑOLA DE
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **2 645 495**

51 Int. Cl.:

G21C 17/108 (2006.01)

G21D 3/04 (2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

86 Fecha de presentación y número de la solicitud internacional: **22.10.2013** **PCT/US2013/066066**

87 Fecha y número de publicación internacional: **07.08.2014** **WO14120294**

96 Fecha de presentación y número de la solicitud europea: **22.10.2013** **E 13873443 (9)**

97 Fecha y número de publicación de la concesión europea: **02.08.2017** **EP 2920789**

54 Título: **Procedimiento de validación de señales de salida de detectores en una vasija de un reactor nuclear**

30 Prioridad:

13.11.2012 US 201261725591 P
20.02.2013 US 201313771115

45 Fecha de publicación y mención en BOPI de la traducción de la patente:
05.12.2017

73 Titular/es:

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

72 Inventor/es:

KRIEG, DAVID J.;
BOYD, WILLIAM A. y
BACHMANN, NICHOLAS A.

74 Agente/Representante:

CARPINTERO LÓPEZ, Mario

ES 2 645 495 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 validación de señales de salida de detectores en una vasija de un reactor nuclear

Antecedentes

1. Campo

- 5 La presente invención se refiere, en general, a un procedimiento de validación de detectores en una vasija de un reactor nuclear y, más concretamente, a dicho procedimiento de validación de señales de salida de detectores fijos del flujo del interior del núcleo y de termopares de salida del núcleo.

2. Técnica relacionada

- 10 Un reactor de agua a presión presenta un gran número de conjuntos combustible alargados montados dentro de una vasija vertical del reactor. El líquido refrigerante a presión se hace circular a través de los conjuntos combustible para absorber el calor generado por las reacciones nucleares en el material fisiónable contenido dentro de los conjuntos combustible. Un sistema de detección exterior al núcleo montado por fuera de la vasija del reactor suministra una medición de la energía media generada por los conjuntos combustible. Sin embargo también es importante destacar la distribución de energía a través del núcleo para asegurar que los límites operativos no se sobrepasen. La distribución de energía está condicionada por una serie de factores, como por ejemplo el grado de inserción de las barras de regulación dentro de los conjuntos combustible.

- Se han desarrollado unos sistemas para determinar la distribución de energía en un reactor de agua a presión. Un sistema conocido como sistema de monitorización del núcleo BEACON™ disponible para su licencia en Westinghouse Electric Company LLC, Cranberry Township, Pennsylvania, emplea un conjunto de programas de software informático, aunque independientes, que ejecutan de manera conjunta una o más estaciones de trabajo de ingeniería para generar unos distribuidores de energía tridimensionales en línea dentro del núcleo del reactor. El sistema BEACON™ utiliza un mapa del flujo del núcleo interno junto con un análisis tridimensional para obtener una distribución de energía tridimensional continuamente medida. Las funciones desarrolladas por el sistema BEACON™ que es licenciable en Westinghouse Electric Company LLC, Cranberry Township, Pennsylvania, incluyen una monitorización del núcleo y un análisis del núcleo que incluyen funciones predictivas como por ejemplo unas evaluaciones marginales de parada en línea, unos cálculos de las condiciones críticas estimadas y una simulación de las maniobras de carga.

- Los mapas del flujo en muchas plantas nucleares son generados haciendo discurrir unos detectores móviles a través de los manguitos de instrumentación en algunos, pero no todos, conjuntos combustible. En otras plantas, unos detectores fijos dentro del núcleo son situados dentro de los manguitos de instrumentación y proporcionan unas lecturas del flujo axial separadas por incrementos en emplazamientos radialmente distribuidos a lo largo del núcleo. Los detectores fijos del interior del núcleo proporcionan continuamente una salida de señal que es utilizada para mapear la distribución de energía tridimensional del núcleo. La energía producida en los conjuntos combustible individuales puede también determinarse por el cambio de la entalpía del líquido refrigerante a medida que pasa a través del conjunto. La entalpía a su vez, es una función de la elevación de la temperatura del conjunto combustible, de la presión del líquido refrigerante y de determinadas propiedades del líquido refrigerante. La presión del líquido refrigerante permanece normalmente constante, pero en cualquier caso es una cantidad medida, y las propiedades del líquido refrigerante son conocidas. La elevación de la temperatura es medida por unos sensores de la temperatura de entrada que miden la temperatura del líquido refrigerante a medida que circula hacia atrás hasta el núcleo del reactor. La temperatura del líquido refrigerante de entrada media hacia los conjuntos combustible puede ser medida con precisión. Algunos, pero no todos, de los conjuntos combustible están dotados de unos termopares de salida. El cambio de la entalpía de los conjuntos instrumentados puede ser calculado midiendo la elevación de la temperatura con respecto al conjunto combustible. Si el caudal del líquido refrigerante del conjunto es conocido con precisión, entonces la energía producida en el conjunto se obtiene de manera precisa. El conjunto combustible de un reactor de agua a presión no presenta un canal cerrado como los reactores de agua en ebullición, lo que impide que el líquido refrigerante fluya transversalmente entre los conjuntos vecinos.

- El efecto del flujo transversal se caracteriza por el factor de mezcla que se define como la relación de la energía del conjunto medida y la energía determinada a partir de la elevación de la entalpía medida por el termopar. Estos factores de mezcla dependen del emplazamiento del termopar dentro del núcleo y del nivel de energía del reactor. Estos factores de mezcla medidos son utilizados para actualizar el modelo nodal analítico tradicional de distribución de energía. Las incertidumbres de la distribución de energía son evaluadas generando una desviación estándar de los factores de mezcla a partir de cada termopar. Estas incertidumbres son aplicadas a partir del sistema BEACON™ a los resultados medidos de la energía.

- Así, el sistema de monitorización del núcleo BEACON™ proporciona una monitorización continua de la distribución de energía medida tridimensional del núcleo del reactor y transmite una evaluación precisa del margen disponible con respecto a diversos límites, por ejemplo, la tasa de calor lineal de pico, el factor del canal de calor nuclear, y la Desviación de Relación de Ebullición Nucleada (DNBR). Para llevar a cabo la función de monitorización, el sistema BEACON™ se basa en la precisión y fiabilidad de los detectores autónomos de neutrones del interior del núcleo y /

o de los termopares de salida del núcleo como fuente de información de las mediciones. No hay ningún procedimiento actualmente dentro del sistema BEACON™ para detectar automáticamente si alguno de estos elementos está fallando, ha fallado o está suministrando una señal no válida. Sin embargo, una señal de los detectores no válida puede provocar unos márgenes operativos y precisos que pueden conducir a una falta de conformidad de la vigilancia de los parámetros técnicos, en unas limitaciones operativas innecesarias sobre la planta, y ser tardos en diagnosticar la causa del problema.

Otra técnica anterior relevante se encuentra en VA Bond et al. "El Sistema de Monitorización del Núcleo en Línea En Beacon: Mejoras Funcionales y Aplicaciones", Oct. 1996, XP055270685, y US 2011/0268239 A1.

Por consiguiente, es un objetivo de la presente invención proporcionar un procedimiento que desarrolle automáticamente una serie de evaluaciones sobre los datos procedentes de cada detector para determinar si la salida del detector es válida.

Es otro objetivo de la presente invención suprimir automáticamente las salidas de los detectores individuales de las consideraciones de los cálculos del núcleo una vez que las salidas de los detectores han sido verificadas como válidas.

Así mismo, es un objetivo de la presente invención asegurar que las salidas de los detectores no sean suprimidas de la consideración del cálculo del núcleo hasta que se verifique que un número aceptable de salidas válidas de los detectores restantes está disponible para rechazar con seguridad las salidas de los detectores inválidas.

Sumario

Estos y otros objetivos se consiguen mediante un procedimiento de validación de una señal de salida de la instrumentación de un reactor nuclear para una pluralidad de detectores dispuestos en el interior del reactor con una pluralidad de elementos detectores radialmente separados a aproximadamente la misma elevación axial con respecto a un núcleo del reactor nuclear, presentando cada uno de los elementos detectores una señal de salida indicativa de un parámetro medido operativo del reactor en un emplazamiento radial y axial en el que el elemento detector está situado. El procedimiento incluye la etapa de ejecutar un cálculo predictivo para generar una señal anticipada de tres o más elementos detectores a aproximadamente la misma elevación axial en base al estado operativo actual del reactor. El procedimiento, a continuación, toma una relación de una señal real respectivamente generada por los tres o más elementos detectores a sustancialmente la misma elevación axial con respecto a la salida correspondiente anticipada. A continuación, el procedimiento genera una gama esperada de relaciones de las señales reales generadas con respecto a las salidas anticipadas correspondientes para un número de condiciones operativas adversas de la planta. A continuación se toma una decisión acerca de si la relación de la señal real generada por cualquiera de los tres o más elementos detectores a sustancialmente la misma elevación axial está fuera de la gama de relaciones. Si la relación de la señal real generada por cualquiera de los tres o más elementos detectores está fuera de la gama de relaciones del procedimiento, a continuación, ajusta por medio de una función polinómica de los elementos detectores a sustancialmente la misma elevación a la que se sitúa la gama de relaciones que identifica si cualquier elemento detector, que presenta una relación por fuera de la gama. Si la relación que está fuera de gama de relaciones no es similar al encaje en la localización radial correspondiente presenta una relación similar al ajuste por medio de una función polinómica en el emplazamiento correspondiente, a continuación el procedimiento suprime el elemento detector que presenta una relación por fuera de la gama que es también similar a la relación de ajuste por medio de una función polinómica a partir de las consideraciones de los cálculos del núcleo del reactor.

De modo preferente, la etapa de generar una gama de relaciones se determina mediante un análisis de Monte Carlo fuera de línea y las condiciones adversas de la operación incluyen una o más barras caídas y unas desadaptaciones del nivel de energía. El número de condiciones operativas adversas toma en consideración el vaciamiento aleatorio de detectores y el ruido de la señal de sensor.

En una forma de realización, el procedimiento incluye la etapa de normalizar la gama de relaciones para tomar en cuenta la diferencia de la señal medida total y de la señal predictiva total. De modo preferente, antes de que un detector sospechoso sea suprimido de los cálculos del núcleo del reactor, debe haber una pluralidad de detectores especificada por un usuario validada dentro de un área determinada del detector sospechoso. Así mismo, en otra forma de realización, antes de que un detector sospechoso sea suprimido de los cálculos del núcleo del reactor, debe haber una fracción predeterminada de una pluralidad de elementos detectores a, aproximadamente, la misma elevación axial cuyas señales han sido validadas o que de otra forma se sepa que funcionan.

Breve descripción de los dibujos

Una mejor comprensión de la invención puede obtenerse a partir de la descripción subsecuente de las formas de realización preferentes tomadas en combinación con los dibujos que se acompañan, en los que:

La Figura 1 es una vista esquemática simplificada de un sistema de reactor nuclear al que pueden aplicarse las formas de realización descritas en la presente memoria;

la Figura 2 es una vista en alzado, parcialmente en sección, de una vasija de reactor nuclear y de unos componentes internos a los cuales se pueden aplicar las formas de realización descritas en la presente memoria;

5 la Figura 3 es una vista en alzado, parcialmente en sección, del conjunto combustible ilustrado de forma verticalmente acortada con partes cortadas para mayor claridad;

la Figura 4A es una vista en planta de un conjunto de manguitos del instrumento dentro del núcleo que puede ajustarse dentro del manguito del instrumento central del conjunto combustible mostrado en la Figura 3;

la Figura 4B es una vista esquemática del interior de la vaina delantera del conjunto de manguitos del instrumento dentro del núcleo de la Figura 4A;

10 la Figura 4C es una vista en sección del conector eléctrico en el extremo trasero del conjunto de manguitos del instrumento dentro del núcleo de la Figura 4A; y

la Figura 5 es un diagrama de flujo lógico de las etapas de una forma de realización de la presente invención.

Descripción de la forma de realización preferente

15 El lado primario de los sistemas de generación de energía de los reactores nucleares que son enfriados con agua a presión comprende un circuito cerrado que está aislado de y en relación de cambio de calor con un circuito secundario para la producción de energía útil. El lado primario comprende una vasija del reactor que encierra una estructura interna del núcleo que soporta una pluralidad de conjuntos combustible que contienen material fisible, el circuito primario dentro de los generadores de vapor de cambio de calor, el volumen interno de un presurizador, bombas y tubos para hacer circular el agua a presión; conectando los tubos cada uno de los generadores de vapor y las bombas sobre la vasija del reactor. Comprendiendo cada una de las partes del lado primario un generador de vapor, una bomba y un sistema de tubos que están conectados a la vasija formando un bucle del lado primario.

20 Con fines ilustrativos, la Figura 1 muestra un sistema primario simplificado de reactor nuclear, que incluye una vasija 10 de seguridad del reactor genéricamente cilíndrica con una cabeza 12 de cierre que engloba un núcleo 14 del reactor nuclear. Un refrigerante líquido del reactor, por ejemplo agua o agua boratada es bombeada dentro de la vasija 10 por una bomba 16 a través del núcleo 14 donde la energía térmica es absorbida y es descargada hacia un cambiador 18 de calor, típicamente designado como generador de vapor, en el que el calor es transferido a un circuito de utilización (no mostrado), por ejemplo un generador de vapor accionado por turbina. El refrigerante líquido del vapor, a continuación, es retornado a la bomba 16 completando el bucle primario. Típicamente, una pluralidad de los bucles antes descritos está conectada a una única vasija 10 del reactor mediante una tubuladura 20 del líquido refrigerante del reactor.

25 Un diseño ejemplar del reactor se muestra con mayor detalle en la Figura 2. Además del núcleo 14, compuesto por una pluralidad de conjuntos 22 combustible que se coextienden en paralelo y en vertical, a los fines de la presente descripción, las demás estructuras internas de la vasija pueden dividirse en los elementos internos 24 inferiores y los elementos internos 26 superiores. En diseños convencionales, la función de los elementos internos inferiores es soportar, alinear y guiar los componentes del núcleo y la instrumentación así como dirigir el flujo por dentro de la vasija. Los elementos superiores restringen o proporcionan una constricción secundaria de los conjuntos 22 combustible (solo dos de los cuales se muestran para simplificar en la Figura 2), y soportan y guían la instrumentación y los componentes, como por ejemplo las barras 28 de regulación. En el reactor ejemplar mostrado en la Figura 2, el líquido refrigerante entra en la vasija del reactor a través de una o más toberas 30 de entrada, fluye hacia abajo a través de un ánulo dispuesto entre la vasija del reactor y el cuerpo cilíndrico 32 del núcleo, gira 180° en una cámara impelente 34 inferior, pasa hacia arriba hasta una placa 37 de soporte inferior y una placa 36 inferior del núcleo tras lo cual los conjuntos combustible quedan asentados y a través de y alrededor de los conjuntos 22 combustible. En algunos diseños, la placa 37 inferior de soporte y la placa 36 inferior del núcleo son sustituidas por una estructura única, una placa de soporte inferior del núcleo con la misma elevación que la placa 37. El flujo de líquido refrigerante a través del núcleo y rodeando el área 38 es típicamente mayor, del orden de 1,514,165 litros por minuto a una velocidad de aproximadamente 6,096 m por segundo. La caída de presión resultante y las fuerzas de fricción tienden a provocar que los conjuntos combustible se eleven, movimiento que es restringido por los elementos internos superiores, que incluyen una placa 40 superior circular del núcleo. El líquido refrigerante que sale del núcleo 14 fluye a lo largo de la cara inferior de la placa 40 superior del núcleo y asciende a través de una serie de perforaciones 42. El líquido refrigerante, a continuación, fluye hacia arriba y radialmente hasta una o más toberas 44 de salida.

35 Los elementos internos 26 superiores pueden ser soportados por la vasija o por la cabeza de la vasija e incluyen un conjunto 46 superior de soporte. Unas cargas son transmitidas entre el conjunto 46 superior de soporte y la placa 40 superior del núcleo, fundamentalmente por una pluralidad de columnas 48 de soporte. Una columna de soporte está alineada por encima de un conjunto 22 combustible seleccionado y unas perforaciones 42 en la placa 40 superior del núcleo.

Las barras 28 de regulación desplazables en sentido rectilíneo, las cuales típicamente incluyen un eje 50 motriz y un conjunto 52 de centrado de unas barras que reducen la reactividad de los neutrones, son guiadas a través de los elementos internos 26 superiores y hacia el interior de los conjuntos 22 combustible alineados por unos tubos 54 de guía de las barras de regulación. Los tubos de guía están unidos de manera fija al conjunto 46 de soporte superior y a la parte superior de la placa 40 superior del núcleo. La disposición de columnas 48 de soporte contribuye a retardar la deformación de los tubos de guía en condiciones accidentadas que podrían afectar de manera negativa a la capacidad de inserción de las barras de regulación.

La Figura 3 es una vista en alzado, representada en forma verticalmente acortada, de un conjunto combustible designado, en términos generales mediante la referencia numeral 22. El conjunto 22 combustible es del tipo utilizado en un reactor de agua a presión y presenta un esqueleto estructural que, en su extremo inferior incluye una tobera 58 de fondo. La tobera 58 de fondo soporta el conjunto 22 combustible sobre la placa 36 inferior del núcleo en la región del núcleo de un reactor nuclear. Además de la tobera 58 de fondo, el esqueleto estructural del conjunto 22 combustible también incluye una tobera 62 superior en su extremo superior y una pluralidad de tubos o manguitos 84 de guía que se alinean con los tubos 54 de guía de los elementos internos superiores. Los tubos o manguitos 84 de guía se extienden longitudinalmente entre las toberas 58 y 62 de fondo y superior y en los extremos opuestos están rígidamente fijados a ellas. El conjunto 22 combustible incluye también una pluralidad de rejillas 64 transversales axialmente separadas a lo largo de y montadas sobre los manguitos 84 de guía y una red organizada de barras 66 combustible alargadas transversalmente separadas y soportadas por las rejillas 64. Así mismo, el conjunto 22, como se muestra en la Figura 3, presenta un tubo 68 de instrumentación situado en su parte central, que se extiende entre y es capturado por las toberas 58 y 62 de fondo y superior. Con dicha disposición de partes, el conjunto 22 combustible forma una unidad integral capaz de ser fácilmente manipulada sin dañar el conjunto de las partes.

Según se indicó anteriormente, las barras 66 combustible en su red en el conjunto 22 son mantenidas en relación separada entre sí por las rejillas 64 separadas a lo largo de la longitud del conjunto combustible. Cada barra 66 combustible incluye una pluralidad de pastillas 70 de combustible nuclear y está cerrada en su extremo opuesto por unos tapones 72 y 84 superior e inferior. Las pastillas 70 son mantenidas en una pila por un resorte 76 de la cámara impelente dispuesto entre el tapón 72 terminal superior y la parte superior de la pila de pastillas. Las pastillas 70 de combustible, compuestas por material fisionable, son responsables de la creación de la energía reactiva del reactor nuclear. El revestimiento que soporta las pastillas funcionan como barrera para impedir que los subproductos de la fisión entren en el líquido refrigerante y caminen también en el sistema del reactor.

Para controlar el proceso de fisión, una pluralidad de barras 78 de regulación son amovibles en vaivén dentro de los manguitos 84 de guía situados en posiciones predeterminadas dentro del conjunto 22 combustible. Concretamente, un mecanismo 80 de control de un racimo de barras, situado por encima de la tobera 62 superior, soporta una pluralidad de barras 78 de regulación. El mecanismo de control presenta un miembro 82 central en saliente cilíndrico internamente roscado con una pluralidad de aletas o brazos 52 que se extienden radialmente que forman el conjunto de centrado que se indicó anteriormente con respecto a la Figura 2. Cada brazo 52 está interconectado con las barras 78 de regulación, de manera que el mecanismo 80 de barras de regulación es operable para desplazar verticalmente las barras de regulación dentro de los manguitos 84 de guía para de esta forma controlar el proceso de fisión del conjunto 22 combustible, bajo la energía motriz de un eje 50 de guía de las barras de regulación que está acoplado al elemento en saliente 82 de las barras de regulación, todo ello de la manera conocida.

Como se indicó anteriormente, algunas plantas nucleares emplean detectores fijos de neutrones en el interior del núcleo dentro de los manguitos 68 del instrumento dentro de los conjuntos 22 combustible. Este tipo de sensor presenta la capacidad de medir la radiactividad dentro del núcleo en una pluralidad de elevaciones axiales. Estos sensores son utilizados para medir la distribución radial y axial de la energía dentro del núcleo del reactor. La información de la medición de la distribución de energía se utiliza para determinar si el reactor está operando dentro de los límites de distribución de energía del diseño nuclear. El sensor típico del interior del núcleo, utilizado para llevar a cabo esta función de medición, produce una corriente eléctrica proporcional a la cantidad de fisión que se produce alrededor de aquél. Este tipo de sensor no requiere una fuente de energía eléctrica externa para producir la corriente y es generalmente designado como detector autoalimentado. Un tipo de detector de radiaciones autoalimentados se describe en la patente estadounidense No. 5,745,538, concedida el 28 de abril de 1998, y transferida al Cesionario de la presente invención. Un material sensible a los neutrones, por ejemplo rodio, vanadio, cobalto, platino u otro material de características similares es empleado para el elemento emisor y emite electrones en respuesta a la irradiación de neutrones. Típicamente, los detectores autoalimentados se agrupan dentro de los conjuntos de manguitos de instrumentación del interior del núcleo. Un conjunto 86 representativo de los manguitos de instrumentación del interior del núcleo se muestra en las Figuras 4A, 4B y 4C. El nivel de la señal generada por el elemento emisor sensible a los neutrones es bajo; sin embargo, un elemento emisor sensible a los neutrones proporciona una señal suficiente sin procesadores de señal complejos y costosos. Los conjuntos de manguitos de instrumentación del interior del núcleo pueden también incluir un termopar 90 para medir la temperatura del líquido refrigerante existente en los conjuntos combustible. La salida de señal eléctrica procedente de los elementos detectores autoalimentados y del termopar en cada conjunto de manguitos de instrumentación del interior del núcleo en el núcleo del reactor se recoge en el conector 92 eléctrico y se envía a un emplazamiento bastante alejado del reactor para su tratamiento y utilización finales en la producción de la distribución de energía del núcleo medida. Los

termopares están situados en el extremo inferior de las columnas 48 de soporte para proporcionar una lectura de la temperatura de salida del núcleo del líquido refrigerante en emplazamientos seleccionados.

Como se indicó anteriormente, el sistema de monitorización del núcleo BEACON™ ilustrado de manera figurativa en la Figura 1 en forma de bloque y designado mediante la referencia numeral 94, proporciona una monitorización continua de la distribución de energía medida tridimensional del núcleo del reactor y permite una evaluación precisa de los márgenes disponibles con respecto a diversos límites de seguridad, por ejemplo, la tasa de calor lineal de pico, el factor del canal de calentamiento nuclear, el DNBR, etc. Para llevar a cabo la función de monitorización, el sistema BEACON™ se basa en la precisión y fiabilidad de los detectores 86 de neutrones autoalimentados o en los termopares 96 de salida del núcleo situados en los extremos inferiores de las columnas 48 de soporte como fuente de información de medición. Actualmente no hay ningún procedimiento en el sistema BEACON™ para detectar automáticamente si uno de estos instrumentos está fallando, ha fallado o está suministrando una señal no válida. La señal de los detectores no válida puede provocar márgenes operativos imprecisos que pueden conducir a una falta de conformación de la vigilancia de las especificaciones técnicas, a limitaciones operativas innecesarias en una planta, y a la tardanza en el diagnóstico de la causa del problema, todo lo cual puede contribuir al coste de la operación. El procedimiento reivindicado en la presente memoria automáticamente emite en secuencia una serie de evaluaciones acerca de los datos procedentes de cada detector para determinar si los datos del detecto son válidos. En primer término, comprueba hasta qué punto los datos se desvían de los detectores circundantes calculando un valor esperado o previsto para los datos del detector para compararlos con el valor medido. Si los datos fracasan en esta comprobación, el procedimiento determina si el detector está de hecho inservible o si hay una desviación efectiva de la forma de energía prevista que se está midiendo. Si se trata de esto último, los detectores circundantes deben también apreciar alguna perturbación. Este procedimiento tiene en cuenta este posible comportamiento llevando a cabo una evaluación comparativa adicional con los datos procedentes de los detectores circundantes a la misma elevación axial para confirmar si la desviación es real o se debe a unos datos erróneos procedentes del detector averiado. Los datos del detector son marcados como averiados si no consigue llevar a cabo esta comprobación.

El procedimiento reivindicado a continuación es aplicable para soportar detectores del interior del núcleo fijos autoalimentados, por ejemplo los que utilizan vanadio o rodio como material emisor, y también es directamente aplicable a otros detectores fijos del interior del núcleo, por ejemplo a los termopares de salida del núcleo. Así mismo, el procedimiento reivindicado posteriormente puede ser empleado también con sistemas de detectores móviles dentro del núcleo.

De acuerdo con una forma de realización de la presente invención, resumido en un diagrama lógico de flujo mostrado en la Figura 5. El sistema de monitorización del núcleo, en primer término, ejecuta un cálculo predictivo (P) en base al estado actual del reactor, por ejemplo, el nivel de energía, la posición de las barras de regulación, las temperaturas de entrada, etc. Este cálculo se utiliza para calcular las corrientes previstas para cada elemento detector fijo de neutrones del interior del núcleo autoalimentado en el núcleo o las temperaturas de los termopares de salida del núcleo. Cada plano de señales (un nivel del detector de neutrones fijos autoalimentados en el interior del núcleo o de los termopares de salida) es considerado de manera individualizada. Para cada uno de los detectores del plano, la relación de la señal efectivamente medida (M) por el detector con respecto a la señal prevista (P) por el software (la relación M / P) es calculada por un código, por ejemplo el sistema BEACON™. Estas relaciones son comparadas con una gama esperada (M_E / P_E) de señales determinadas por un análisis de Monte Carlo fuera de línea que calcula las señales en base a una gama de condiciones operativas adversas de la planta, por ejemplo barras caídas, barras desalineadas y bancos de control, desadaptaciones del nivel de energía, etc., acopladas con vaciamiento y ruido de detectores aleatorios. La gama esperada (M_E / P_E) es también normalizada de manera que la gama tiene en cuenta la diferencia de la señal medida total y de la señal prevista total dentro del núcleo.

Para determinar si hay una desviación real respecto de la forma de la energía prevista que se está midiendo, las relaciones M / P de todos los demás detectores válidos en el mismo nivel son ajustados por medio de una función polinómica ($SP - F$) y utilizados para extrapolar una relación M / P en el emplazamiento del detector sospechoso. Si la relación M / P y la relación M / P extrapolada a partir del ajuste en base a una función polinómica son similares dentro de la gama de expectativa basada en el análisis Monte Carlo, se concluye que el detector está midiendo una desviación correcta. Si no es así, el detector se considera que ha fallado, y se considera la supresión de los cálculos de monitorización del núcleo.

En una forma de realización, este procedimiento incorpora la detección contra el marcaje inadvertido de un detector como inservible. En primer lugar, debe haber un número especificado por el usuario de detectores validados dentro de un área determinada del detector sospechoso con el fin de suprimirlo. En segundo lugar, debe haber una fracción preseleccionada de los detectores completamente cumplimentados en la misma validez del nivel axial de trabajo con el fin de suprimir un detector. Estas comprobaciones (C), esto es, para mantener (K) o suprimir (R) detector, tienen por finalidad proteger contra la posibilidad de que haya demasiados escasos detectores próximos al detector sospechoso para comprobar una perturbación real en la distribución de energía.

Por consiguiente, el procedimiento reivindicado en las líneas posteriores proporciona un medio conveniente para validar las señales de los detectores para potenciar la credibilidad de las salidas de monitorización del núcleo, por

ejemplo las suministradas por el sistema BEACON™. El procedimiento también suministra un medio conveniente para suprimir automáticamente salidas de detectores procedentes de cálculos del núcleo si las salidas no pueden ser validadas.

- 5 Aunque se han descrito formas de realización específicas de la invención, debe apreciarse por parte de los expertos en la materia, que podrían desarrollarse diversas modificaciones y alternativas a la luz de las enseñanzas globales de la divulgación. Por consiguiente, las formas de realización concretas divulgadas pretenden ser solo ilustrativas y no limitativas en cuanto al alcance de la invención que proporciona la amplitud total de las reivindicaciones adjuntas.

REIVINDICACIONES

- 1.- Un procedimiento implementado por ordenador de validación de una señal de salida de la instrumentación de un reactor nuclear para una pluralidad de detectores (86) dentro del reactor con una pluralidad de elementos (88) detectores radialmente espaciados a aproximadamente la misma elevación axial con respecto a un núcleo (14) del reactor nuclear, presentando cada uno de los elementos detectores una señal indicativa del parámetro operativo medido del reactor estando situado en una posición radial y axial en la que el elemento detector está situado, comprendiendo el procedimiento las etapas de:
 - 5 ejecutar un cálculo predictivo (P) de una salida anticipada de tres o más elementos (88) detectores a sustancialmente la misma elevación axial en base al estado operativo actual del reactor,
 - 10 tomar una relación (M / P) de una señal (M) real respectivamente generada por tres o más elementos (88) detectores a aproximadamente la misma elevación axial, y basada en la correspondiente salida (P) anticipada;
 - generar una gama esperada de relaciones (M / P) de señales reales generadas y las correspondientes salidas (P) anticipadas para una pluralidad de condiciones operativas de la planta adversas;
 - 15 determinar si la relación (M / P) de la señal real generada por cualquiera de los tres o más elementos (88) detectores a sustancialmente la misma elevación axial está fuera de la gama de relaciones;
 - ajustar por medio de una función polinómica las relaciones (M / P) de los elementos (88) detectores a sustancialmente la misma elevación axial, que están dentro de la gama de relaciones;
 - 20 identificar si cualquier elemento (88) detector que presente una relación (M / P) fuera de la gama presenta una relación que sea similar a la relación de ajuste por medio de una función polinómica en el correspondiente emplazamiento radial; y
 - suprimir cualquier elemento (88) detector que presenta una relación (M/P) fuera de la gama no similar a la relación de ajuste por medio de una función polinómica a partir de las consideraciones de los cálculos del núcleo (14) del reactor.
- 2.- El procedimiento de la Reivindicación 1, en el que la etapa de generar una gama esperada de relaciones (M/P) se determina por un análisis de Monte Carlo fuera de línea.
- 3.- El procedimiento de la Reivindicación 1, en el que la pluralidad de condiciones operativas adversas incluye una o más barras caídas, barras (28) desalineadas y bancos de control y de desadaptaciones del nivel de energía.
- 4.- El procedimiento de la Reivindicación 3, en el que la pluralidad de operaciones operativas adversas comprende el vaciamiento aleatorio de los detectores y el ruido de la señal de los detectores.
- 5.- El procedimiento de la Reivindicación 1, que incluye la etapa de normalizar la gama de operaciones para tomar en cuenta la diferencia en la señal (M) medida total y la señal (P) prevista total.
- 6.- El procedimiento de la Reivindicación 1, en el que antes de que un detector (86) sospechoso sea suprimido de las consideraciones de los cálculos del núcleo (14) del reactor debe haber una pluralidad de detectores validados especificados por un usuario dentro de un área determinada del detector sospechoso.
- 7.- El procedimiento de la Reivindicación 6, en el que la pluralidad de detectores (86) especificados por el usuario debe ser de detectores cuyas señales han sido validadas.
- 8.- El procedimiento de la Reivindicación 6, en el que antes de que un detector (86) sospechoso sea suprimido de las consideraciones de los cálculos del núcleo (14) del reactor debe haber una fracción predeterminada de una pluralidad de elementos detectores a aproximadamente la misma elevación axial cuyas señales han sido validadas o, de cualquier otra forma, se sepa que son operativas.

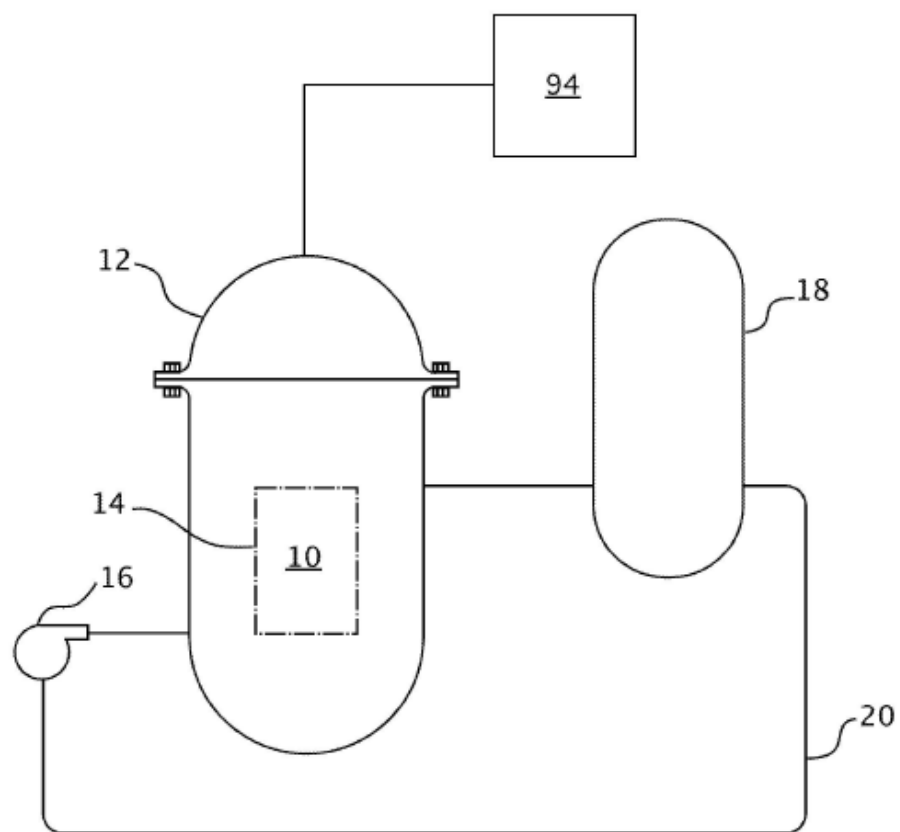


FIG. 1 Técnica Anterior

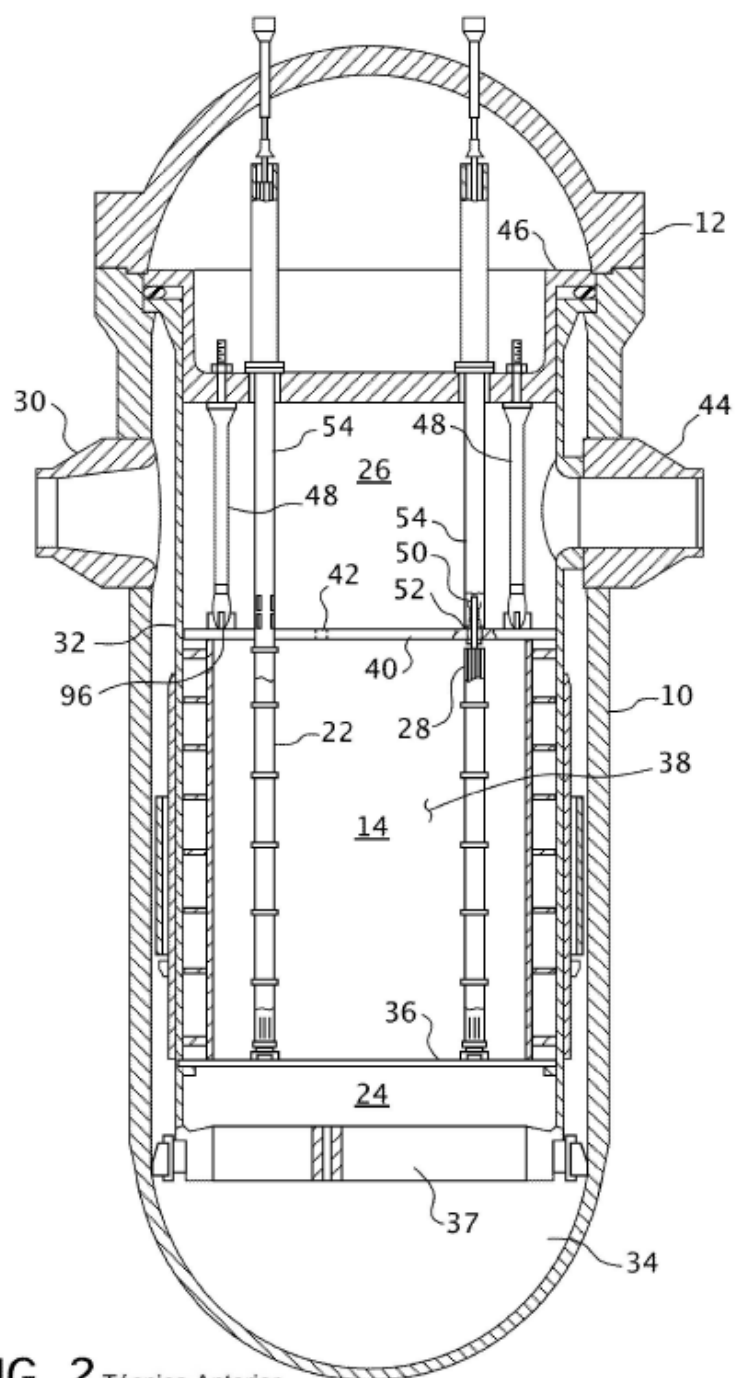


FIG. 2 Técnica Anterior

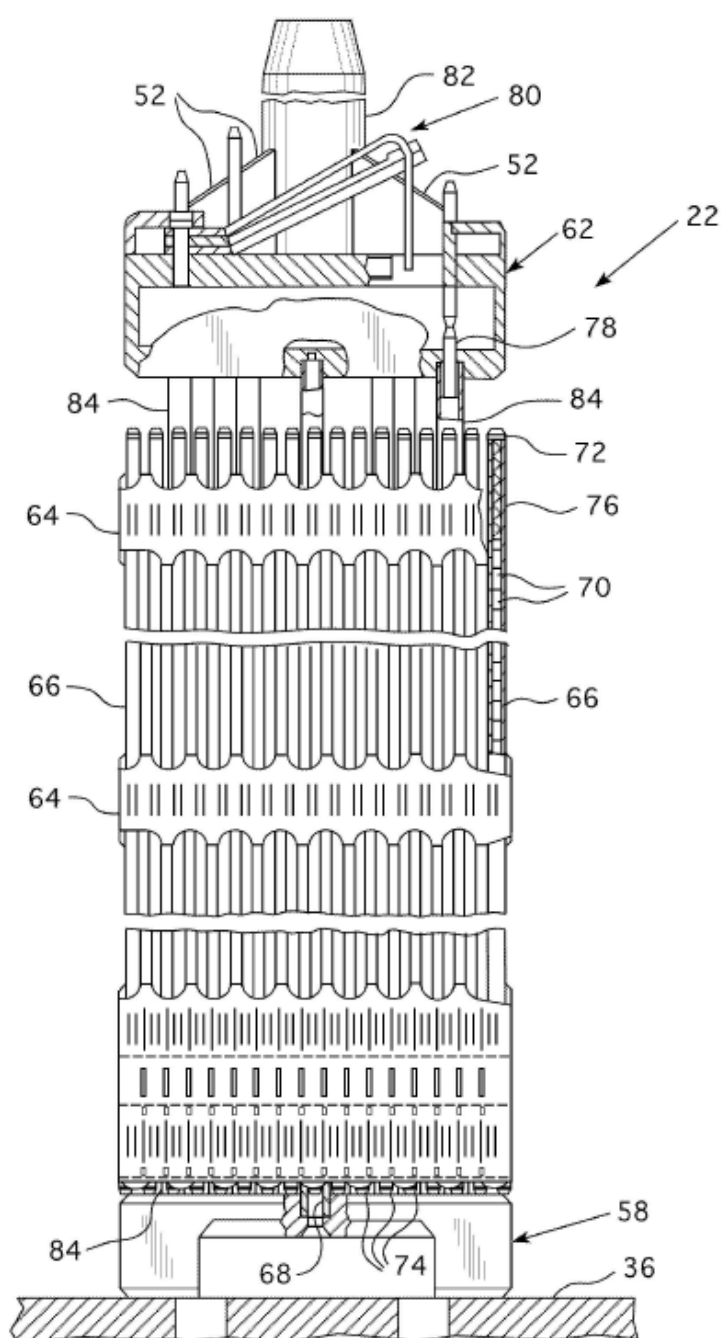


FIG. 3 Técnica Anterior

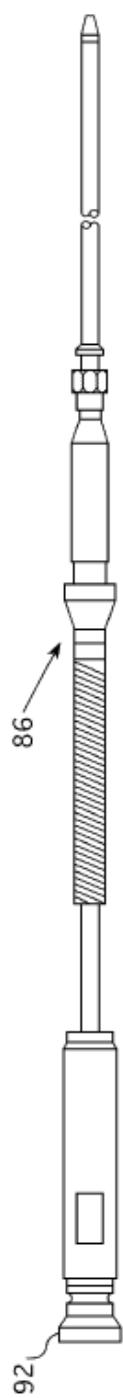


FIG. 4A

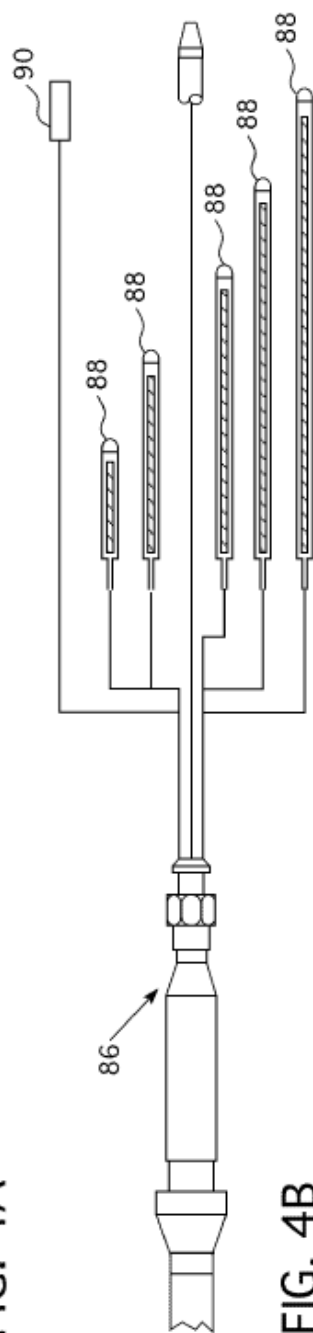


FIG. 4B

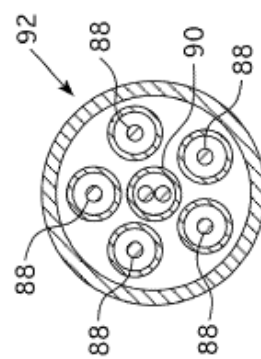


FIG. 4C

