

19



OFICINA ESPAÑOLA DE  
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **2 572 140**

51 Int. Cl.:

**G21D 3/04** (2006.01)

**G21C 17/00** (2006.01)

**G21D 3/00** (2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

96 Fecha de presentación y número de la solicitud europea: **13.12.2007 E 07123129 (4)**

97 Fecha y número de publicación de la concesión europea: **09.03.2016 EP 1936636**

54 Título: **Sistemas de protección y procedimientos de operación para reactores nucleares de agua en ebullición**

30 Prioridad:

**21.12.2006 US 642920**

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

**30.05.2016**

73 Titular/es:

**GENERAL ELECTRIC COMPANY (100.0%)  
1 RIVER ROAD  
SCHENECTADY, NY 12345, US**

72 Inventor/es:

**JACOBS, RANDALL HOWARD**

74 Agente/Representante:

**CARPINTERO LÓPEZ, Mario**

**ES 2 572 140 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

Sistemas de protección y procedimientos de operación para reactores nucleares de agua en ebullición

La presente invención se refiere a sistemas de protección para y a procedimientos de operación de centrales eléctricas de reactores nucleares de agua en ebullición ("BWR", *boiling water reactor*).

5 La figura 1 ilustra un BWR de la técnica relacionada. Tal como se muestra, una bomba 100 suministra agua a una vasija 102 de reactor que está alojada una vasija 104 de contención. El núcleo 106 de la vasija 102 de reactor incluye un número de haces de combustible tales como los que se describen con detalle en lo sucesivo con respecto a la figura 2. La fisión nuclear controlada que tiene lugar en los haces de combustible en el núcleo 106 genera calor que convierte el agua suministrada en vapor de agua. Este vapor de agua se suministra de la vasija 102 de reactor a las turbinas 108 que alimentan un generador 110. El generador 110 emite entonces energía eléctrica. El vapor de agua que se suministra a las turbinas 108 se recicla mediante la condensación del vapor de agua a partir de las turbinas 108 para dar de nuevo agua en un condensador 112, y mediante el suministro del vapor de agua condensado de vuelta a la bomba 100.

15 La figura 2 ilustra un haz 114 de combustible típico en el núcleo 106. Un núcleo 106 puede incluir, por ejemplo, una cantidad cualquiera de aproximadamente 200 a aproximadamente 900 de estos haces 114 de combustible. Tal como se muestra en la figura 2, el haz 114 de combustible puede incluir un canal 116 exterior que rodea una pluralidad de barras 118 de combustible que se extienden en general las unas en paralelo con respecto a las otras entre las placas 120 y 122 de unión inferior y superior, respectivamente, y en una matriz generalmente rectilínea de barras de combustible tal como se ilustra en la figura 3, la cual es una representación esquemática de una sección transversal o estructura reticular del haz 114 de combustible de la figura 2. Las barras 118 de combustible se pueden mantener separadas en sentido lateral unas de otras por una pluralidad de separadores 124 separados en sentido vertical entre sí a lo largo de la longitud de las barras 118 de combustible en el interior del canal 116 exterior. Haciendo referencia a la figura 3, se ilustra una agrupación de barras 118 de combustible (es decir, en el presente caso, una agrupación de 10 x 10) rodeada por el canal 116 exterior. Las barras 118 de combustible se disponen en unas filas con relación ortogonal y también rodean una o más "barras de agua", estando ilustradas dos barras de agua 126. El haz 114 de combustible se puede disponer, por ejemplo, en un cuadrante de una hoja 128 de control (que también se conoce como una "barra de control"). Se apreciará que otros haces 114 de combustible se pueden disponer en cada uno de los otros cuadrantes de la hoja 128 de control. El movimiento de la hoja 128 de control arriba y/o abajo entre los haces 114 de combustible controla la cantidad de reactividad que tiene lugar en los haces 114 de combustible que están asociados con esa hoja 128 de control.

25 El número total de hojas 128 de control empleadas varía con el tamaño y la geometría del núcleo, y puede ser, por ejemplo, entre aproximadamente 50 y aproximadamente 200. La posición axial de las hojas 128 de control (es decir, plenamente insertadas, plenamente extraídas, o en algún lugar entremedias) se basa en la necesidad de controlar el exceso de reactividad y de satisfacer otras restricciones de funcionamiento. Para cada hoja 128 de control, puede haber, por ejemplo, 24, 48, o más posiciones axiales posibles o "ranuras".

35 El BWR puede incluir varios sistemas de control de lazo cerrado de la técnica relacionada que controlan diversas operaciones individuales del BWR en respuesta a demandas. Por ejemplo, un sistema de control de flujo de recirculación ("RFCS", *recirculation flow control system*) de la técnica relacionada se puede usar para controlar el caudal de núcleo que, a su vez, ayuda a determinar la potencia de salida del núcleo de reactor. Un sistema de accionamiento de hojas de control afecta a la posición de las hojas de control, la densidad de hojas de control en el interior del núcleo y la reactividad del núcleo. Un sistema de control de turbinas controla el flujo de vapor de agua desde el BWR hasta las turbinas basándose en las demandas de carga y la regulación de presión.

45 El funcionamiento de la totalidad de estos sistemas, así como otros sistemas de la técnica relacionada, se controla empleando diversos parámetros de supervisión del BWR. Los parámetros de supervisión a modo de ejemplo incluyen el caudal y flujo de núcleo efectuados por el RFCS, la presión de domo de vasija de reactor (la cual es la presión del vapor de agua que se descarga de la vasija de presión a las turbinas), flujo de neutrones o potencia de núcleo, temperatura y caudal de agua de alimentación, caudal de vapor de agua que se proporciona a las turbinas, y diversas indicaciones de estatus de los sistemas de BWR. Muchos parámetros de supervisión son medidos directamente por sensores de la técnica relacionada, mientras que otros, tales como la potencia térmica de núcleo, por lo general se calculan usando parámetros medidos. Estos parámetros de supervisión de estatus se proporcionan como señales de salida procedentes de los sistemas respectivos.

55 Los reactores nucleares están especificados de forma conservadora para reducir al mínimo cualesquiera riesgos procedentes de los materiales peligrosos involucrados en su uso. Los materiales que se usan en los BWR han de soportar diversas condiciones de carga, ambientales y de radiación. Por ejemplo, las temperaturas y presiones de funcionamiento para la vasija de presión de reactor son aproximadamente 7 MPa y 290 °C para un BWR. Por lo tanto, las paredes de las vasijas de reactor son de varias pulgadas de grosor y se usan unos materiales muy resistentes para los componentes del reactor. Sin embargo, se requieren contingencias para fallos, debido a que los componentes se someten a esfuerzos operativos durante décadas. Estas contingencias comportan no solo muchas capas de sistemas de prevención, sino también procedimientos para rectificar los problemas que surjan.

Los sistemas de control de reactor de la técnica relacionada tienen unos controles automáticos y manuales para mantener unas condiciones de funcionamiento seguras a medida que se hace variar la demanda. Los diversos sistemas de control controlan el funcionamiento del reactor en respuesta a unas señales de demanda dadas. Se usan programas informáticos para analizar características térmicas e hidráulicas del núcleo de reactor. El análisis se basa en datos nucleares seleccionados de entre accidentes y transitorios analíticos y empíricos, y de entre principios hidráulicos-térmicos y física de reactores. En el caso de un transitorio anómalo, el operador del reactor por lo general es capaz de diagnosticar la situación y emprender una acción correctiva basada en el entrenamiento, la experiencia y/o el juicio aplicables. Si la acción correctiva manual es suficiente depende del transitorio y del conocimiento y/o el entrenamiento del operador. Si el transitorio es significativo (es decir, pone en riesgo cualquiera de los límites de seguridad del reactor), se puede requerir un paro rápido de reactor (al que también se hace referencia como paralización de urgencia de reactor, parada de emergencia o inserción plena de todas las hojas de control) (se supone que la expresión "SCRAM" (parada de emergencia) tiene su origen en los primeros años del desarrollo y funcionamiento de los reactores, como un acrónimo para "super-critical reactor ax-man", hombre del hacha de reactor supercrítico). Algunos transitorios pueden tener lugar con rapidez (es decir, más rápido que la capacidad de reaccionar de un operador humano). En un transitorio de este tipo, un paro rápido de reactor se iniciará de forma automática. Los análisis de seguridad muestran en general que no es necesaria acción de operador alguna dentro de un plazo de 10 minutos de un transitorio propuesto.

Un sistema de protección de reactor nuclear ("RPS", *reactor protection system*) de la técnica relacionada comprende un sistema eléctrico de alarma y de accionamiento de múltiples canales que supervisa el funcionamiento del reactor y, tras la detección de un transitorio anómalo, inicia una acción para evitar una condición insegura o potencialmente insegura. Como mínimo, el RPS de la técnica relacionada por lo general proporciona tres funciones: (1) paro rápido de reactor que realiza una paralización de urgencia del reactor cuando se superan determinados límites de parámetro supervisados; (2) aislamiento de sistema nuclear que aísla la vasija de reactor y todas las conexiones que penetran en una barrera de contención; y (3) accionamiento de características de seguridad sometido a estudio técnico que acciona sistemas de emergencia de la técnica relacionada tales como sistemas de enfriamiento y sistemas de retirada de calor residual.

Por lo general, se emplean esquemas de protección de potencia de núcleo en los BWR cuando el reactor está funcionando en su dominio de funcionamiento normal (es decir, después de la puesta en marcha y el calentamiento del reactor). La figura 4 es un mapa de funcionamiento de potencia con respecto a flujo de BWR típico que muestra un dominio de funcionamiento del reactor. Tales dominios de funcionamiento se analizan, por ejemplo, en la patente de Estados Unidos n.º 5.528.639 ("la patente '639"). Después de la puesta en marcha y el calentamiento, el dominio de funcionamiento permisible para el BWR por lo general se encuentra por encima de la región de cavitación, por debajo de la línea de funcionamiento máxima y delimitado por la línea de flujo normal mínimo y la línea de flujo normal máximo. En los RPS de la técnica relacionada, cuando el BWR está funcionando en el interior del dominio de funcionamiento, un transitorio no planeado que no aumenta el nivel de potencia (es decir, el flujo de neutrones) por encima de un punto de consigna o puntos de consigna que están asociados con la línea de funcionamiento máxima no dará lugar a un paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor. La figura 5 es un mapa de funcionamiento de potencia con respecto a flujo de BWR que muestra un dominio de funcionamiento del reactor con unos límites ampliados. Tales dominios de funcionamiento se analizan, por ejemplo, en las patentes de EE. UU. con n.º 6.721.383 B2 ("la patente '383") y 6.987.826 B2 ("la patente '826"). La figura 6 es un mapa de funcionamiento de potencia con respecto a flujo de BWR que muestra otro dominio de funcionamiento del reactor con unos límites ampliados. Tales dominios de funcionamiento también se analizan, por ejemplo, en la patente '383 y la patente '826. Las divulgaciones de la patente '639, la patente '383 y la patente '826 se incorporan a la presente solicitud por referencia.

Un paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor se inicia para determinados transitorios que podrían dar lugar a un aumento en la potencia por encima del nivel de funcionamiento seguro máximo. En general, se puede tolerar una sobrepotencia igual a aproximadamente un 120 % de la potencia nominal sin dar lugar a un daño a las barras de combustible. Si la potencia térmica superara este valor limitante (el nivel de funcionamiento seguro máximo) o si se diera el caso de que surgieran otras condiciones anómalas que pusieran en peligro el sistema, el RPS dará lugar a un paro rápido de reactor.

Un requisito esencial de un RPS es que este no ha de fallar cuando sea necesario. Por lo tanto, a menos que el operador identifique inmediatamente y de forma apropiada la causa de un transitorio anómalo en el funcionamiento del reactor, y efectúe inmediatamente una acción correctiva o de mitigación, un RPS de la técnica relacionada efectuará de forma automática un paro rápido de reactor. No obstante, también es esencial que un paro rápido de reactor se evite cuando este no se desee o no sea necesario (es decir, cuando hay un error en la instrumentación o cuando el mal funcionamiento es lo bastante pequeño como para que sea innecesario un paro rápido de reactor).

Tal como se analiza en la patente de Estados Unidos n.º 5.528.639 ("la patente '639"), por ejemplo, se pueden usar cuatro procedimientos en relación con la potencia para garantizar que se mantiene una protección de reactor y de combustible aceptable. Cada procedimiento usa un flujo de neutrones supervisado para detectar cuándo tiene lugar un aumento en la potencia, pero cada uno emplea un enfoque diferente para iniciar un paro rápido de reactor.

El primer procedimiento de protección da lugar a un paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor si el flujo de neutrones supervisado supera un primer punto de consigna previamente seleccionado y fijo. Este primer punto de consigna puede ser, por ejemplo, aproximadamente un 120 %-125 % de la potencia nominal.

5 El segundo procedimiento de protección da lugar a un paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor si el flujo de neutrones supervisado supera un segundo punto de consigna previamente seleccionado pero con referencia al flujo. En este procedimiento, el segundo punto de consigna es igual al primer punto de consigna cuando el flujo de núcleo de reactor es alto. No obstante, cuando el flujo de núcleo de reactor se reduce, el segundo punto de consigna también se reduce.

10 El tercer procedimiento de protección comporta el filtrado por medios electrónicos de la señal de flujo de neutrones medida para producir una señal que se ha denominado potencia térmica simulada ("STP", *simulated thermal power*). La práctica habitual emplea un filtro de constante de tiempo única que aproxima la respuesta térmica de las barras de combustible del reactor. Un paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor se inicia cuando la señal de STP supera el segundo punto de consigna con referencia al flujo. Este segundo punto de consigna puede ser, por ejemplo, aproximadamente un 110 %-115 % de la potencia nominal. El tercer procedimiento se usa por lo general en combinación con el primer procedimiento.

15 En los tres procedimientos que se han analizado en lo que antecede, los puntos de consigna de paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor se encuentran por encima del dominio de funcionamiento normal del reactor para evitar paros rápidos no deseados durante el funcionamiento en la porción superior del dominio de funcionamiento. Si se requiere más protección debido a las condiciones de flujo y de potencia de núcleo parcial, los puntos de consigna de paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor se ajustan a mano. Estos ajustes manuales son una molestia engorrosa para los operadores de reactores. No obstante, si los puntos de consigna de paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor no se ajustan, se requieren unos límites de funcionamiento de núcleo complejos y restrictivos para garantizar una protección aceptable en todas las condiciones de flujo y de potencia de funcionamiento.

20 Se han postulado transitorios lentos en el rango de flujo y de potencia parcial que ponen en riesgo la efectividad de estos tres procedimientos de protección de la técnica relacionada. Se ha postulado que estos transitorios lentos evitan la protección provista por los puntos de consigna de paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor asociados.

25 Tal como se analiza en la patente '639, un cuarto procedimiento de protección comporta ajustar de forma automática los puntos de consigna de paro rápido de protección frente a sobrepotencia del reactor para que sean un margen controlado por encima del nivel de potencia de funcionamiento del BWR. El cuarto procedimiento proporciona una protección de reactor potenciada cuando el reactor está funcionando a menos que el nivel de funcionamiento máximo. No obstante, se pueden desear procedimientos de protección alternativos y/o complementarios.

30 El documento US 3.979.255 divulga un procedimiento para operar un reactor nuclear con un punto de consigna de margen de excursión variable. El documento GB 1.200.951 divulga un sistema de paralización de urgencia para un reactor nuclear. El documento US 5.528.639 divulga un sistema de protección para proteger frente a eventos transitorios de sobrepotencia en un reactor nuclear de agua en ebullición. El documento US 5.268.939 divulga un sistema y procedimiento de control para un reactor nuclear.

35 Realizaciones a modo de ejemplo de la invención pueden proporcionar sistemas de protección para operar centrales eléctricas de BWR nucleares. Asimismo, realizaciones a modo de ejemplo pueden proporcionar procedimientos de operación de centrales eléctricas de BWR nucleares.

Un primer aspecto de la invención proporciona un sistema de protección para un reactor nuclear de agua en ebullición (BWR), siendo el sistema de protección de acuerdo con la reivindicación 1 en el presente documento.

40 Un segundo aspecto de la invención proporciona un procedimiento de operación de un reactor nuclear de agua en ebullición (BWR), siendo el procedimiento de acuerdo con la reivindicación 4 en el presente documento.

La presente invención se entenderá más plenamente a partir de la descripción detallada que se da en lo sucesivo y los dibujos adjuntos, en los que elementos semejantes están representados por números de referencia semejantes, los cuales se dan solo a modo de ilustración y, por lo tanto, no son limitantes para la presente invención y en los que:

50 la figura 1 ilustra un BWR de la técnica relacionada;  
la figura 2 ilustra un haz de combustible en el núcleo de la figura 1;  
la figura 3 es una representación esquemática de una sección transversal o estructura reticular del haz de combustible de la figura 2;  
la figura 4 es un mapa de funcionamiento de potencia con respecto a flujo de BWR típico que muestra un dominio de funcionamiento del reactor;  
55 la figura 5 es un mapa de funcionamiento de potencia con respecto a flujo de BWR que muestra un dominio de funcionamiento del reactor con unos límites ampliados;

la figura 6 es un mapa de funcionamiento de potencia con respecto a flujo de BWR que muestra otro dominio de funcionamiento del reactor con unos límites ampliados;

la figura 7 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor frente a potencia del reactor para un BWR;

5 la figura 8 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor frente a potencia del reactor para un BWR, una línea de puntos de consigna de presión de la técnica relacionada y una curva de puntos de consigna de presión nuevos a modo de ejemplo;

la figura 9 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor frente a potencia del reactor para un BWR, una línea de puntos de consigna de presión de la técnica relacionada y dos curvas de puntos de consigna de presión nuevos a modo de ejemplo;

10 la figura 10 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor frente a potencia del reactor para un BWR, una línea de puntos de consigna de presión de la técnica relacionada y una curva de puntos de consigna de presión nuevos a modo de ejemplo; y

15 la figura 11 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor frente a potencia del reactor para un BWR, una línea de puntos de consigna de presión de la técnica relacionada y una curva de puntos de consigna de presión nuevos a modo de ejemplo.

A continuación se describirán más plenamente realizaciones a modo de ejemplo con referencia a los dibujos adjuntos. No obstante, se pueden materializar realizaciones en muchas formas diferentes y no se deberían interpretar como que se limitan a las realizaciones a modo de ejemplo que se exponen en el presente documento. En su lugar, estas realizaciones a modo de ejemplo se proporcionan de tal modo que la presente divulgación sea exhaustiva y completa, y transmita plenamente el alcance a los expertos en la materia.

20

Tal como se usa en el presente documento, la expresión "y/o" incluye todas y cada una de las combinaciones de uno o más de los artículos enumerados asociados.

Se entenderá que, a pesar de que las expresiones primero, segundo, tercero, etc., se pueden usar en el presente documento para describir diversos elementos, componentes, regiones, capas y/o secciones, estos elementos, componentes, regiones, capas y/o secciones no debería estar limitados por estas expresiones. Estas expresiones solo se usan para distinguir un elemento, componente, región, capa o sección de otro elemento, componente, región, capa o sección. Por lo tanto, un primer elemento, componente, región, capa o sección que se analice en lo sucesivo se podría denominar un segundo elemento, componente, región, capa o sección sin apartarse de las enseñanzas de las realizaciones a modo de ejemplo.

25

La terminología que se usa en el presente documento es para el fin de describir solo realizaciones a modo de ejemplo particulares y no tiene por objeto ser limitante. Tal como se usan en el presente documento, las formas singulares "un", "una" y "el/la" tienen por objeto incluir asimismo las formas plurales, a menos que el contexto indique claramente lo contrario. Se entenderá adicionalmente que las expresiones "comprende", "comprendiendo/que comprende", "incluye" y/o "incluyendo/que incluye", cuando se usan en la presente memoria descriptiva, especifican la presencia de características, números enteros, etapas, operaciones, elementos y/o componentes expuestos, pero no excluyen la presencia o la adición de otras una o más características, números enteros, etapas, operaciones, elementos y/o componentes.

30

A menos que se definan de otro modo, todas las expresiones (incluyendo expresiones técnicas y científicas) que se usan en el presente documento tienen el mismo significado que sería entendido comúnmente por un experto en la materia a la cual pertenecen realizaciones a modo de ejemplo. Se entenderá adicionalmente que expresiones tales como las que se definen en diccionarios de uso común, se deberían interpretar como que tienen un significado que es consistente con su significado en el contexto de la técnica relevante y no se deberían interpretar en un sentido idealizado o excesivamente formal a menos que se definan expresamente de ese modo en el presente documento.

40

A continuación se hará referencia a realizaciones a modo de ejemplo, las cuales se ilustran en los dibujos adjuntos, en los que números de referencia semejantes se refieren a los componentes semejantes por la totalidad de los mismos.

45

Tal como se ha analizado en lo que antecede, un RPS puede supervisar el funcionamiento del reactor. Los artículos que se supervisan pueden incluir, por ejemplo, posición o posiciones de válvulas de aislamiento de vapor de agua principal, posición o posiciones de válvulas de detención de turbina, cierre rápido de válvula o válvulas de control de turbina, presión de pozo seco, presión de domo de reactor (a la que se hace referencia en lo sucesivo como "presión de reactor"), nivel de agua de reactor, radiación de línea de vapor de agua principal y/o flujo de neutrones de reactor-incluyendo posiblemente STP-al que se hace referencia en lo sucesivo como "sobrepotencia del reactor". El RPS de acuerdo con la invención supervisa la presión de reactor.

50

Una o más advertencias, alarmas y/o acciones de mitigación se pueden iniciar, por ejemplo, en el caso de posición o posiciones de válvulas de aislamiento de vapor de agua principal anómalas, posición o posiciones de válvulas de detención de turbina, cierre rápido de válvula o válvulas de control de turbina, presión de pozo seco alta, presión de reactor alta, nivel de agua de reactor bajo, radiación alta de línea de vapor de agua principal y/o sobrepotencia del reactor. Además o como alternativa, una parada de emergencia del reactor se puede iniciar, por ejemplo, en el caso

55

de posición o posiciones de válvulas de aislamiento de vapor de agua principal anómalas, posición o posiciones de válvulas de detención de turbina, cierre rápido de válvula o válvulas de control de turbina, presión de pozo seco alta, presión de reactor alta, nivel de agua de reactor bajo, radiación alta de línea de vapor de agua principal y/o sobrepotencia del reactor. La parada de emergencia del reactor se puede iniciar, por ejemplo, mediante una señal de parada de emergencia solitaria o mediante más de una señal de parada de emergencia (incluyendo posiblemente redundancia y/o "votación", ambas conocidas por un experto en la materia). La señal o señales de parada de emergencia se pueden encaminar por medio de un bus de parada de emergencia común.

La supervisión por RPS del cierre o cierres de válvula en relación con posición o posiciones de válvulas de aislamiento de vapor de agua principal, posición o posiciones de válvulas de detención de turbina y/o cierre rápido de válvula o válvulas de control de turbina puede ser compleja debido a que una central de reactor puede incluir, por ejemplo, ocho o más válvulas de aislamiento de vapor de agua principal, cuatro o más válvulas de detención de turbina, y/o cuatro o más válvulas de control de turbina. Otras cuestiones para la supervisión por RPS del cierre o cierres de válvula pueden incluir:

- (1) por debajo de aproximadamente un 25 % de potencia del reactor, por ejemplo, puede que no se requiera que las centrales de reactor supervisen los límites térmicos;
- (2) por debajo de aproximadamente un 30 %-40 % de potencia del reactor, por ejemplo, una derivación de baja potencia (a la que se hace referencia comúnmente como "P<sub>derivación</sub>") o un ajuste equivalente puede deshabilitar las paradas de emergencia debido al cierre o cierres de válvula debido a que el flujo de vapor de agua a partir del reactor es lo bastante bajo como para derivarse directamente al condensador, obviando la necesidad de una parada de emergencia (el uso de y los ajustes para una derivación de baja potencia de este tipo, o un ajuste equivalente, pueden ser dependientes de la central);
- (3) por debajo de aproximadamente un 40 %-60 % de potencia del reactor, por ejemplo, desequilibrio de la potencia con respecto a la carga ("PLU", *power-to-load unbalancing*) puede evitar un cierre rápido-por lo general del orden de aproximadamente 100 milisegundos-de las válvulas de control de turbina, permitiendo solo un cierre lento-por lo general del orden de aproximadamente 5 segundos-que puede limitar y/o evitar el exceso de velocidad de turbina cuando el cierre lento no genera una señal de parada de emergencia directa (el uso de y los ajustes para PLU pueden ser dependientes de la central);
- (4) el mantenimiento puede afectar a la supervisión del cierre o cierres de válvula debido a que la válvula o válvulas respectivas se encuentran fuera de una posición de funcionamiento normal; y/o
- (5) otras características de diseño y necesidades específicas de la central.

Como resultado, puede que algunos transitorios de central de reactor no den como resultado una parada de emergencia directa debido al cierre o cierres de válvula. No obstante, en un BWR, tal cierre o cierres de válvula pueden dar como resultado unos transitorios que elevan tanto la presión de reactor (es decir, pérdida de demanda de vapor de agua puede dar lugar a que la presión de reactor se eleve) como la potencia del reactor (es decir, la presión de reactor más alta puede aplastar algunos huecos en el núcleo, añadiendo una reactividad positiva).

A pesar de que una parada de emergencia de presión de reactor alta por lo general puede ser una parada de emergencia de respaldo a una parada de emergencia de cierre o cierres de válvula y/o una parada de emergencia por sobrepotencia del reactor, puede que haya situaciones en las que la parada de emergencia de presión de reactor alta debiera ser el mecanismo primario de parada de emergencia. Los transitorios de presurización, por ejemplo, que pueden requerir una parada de emergencia para la protección de reactor-pero que no tienen una parada de emergencia directa en caso de cierre o cierres de válvula-pueden generar una parada de emergencia en caso de sobrepotencia del reactor y/o presión de reactor alta. No obstante, el tiempo que se requiere para alcanzar una parada de emergencia en caso de sobrepotencia del reactor comenzando a partir de un nivel reducido de potencia del reactor puede ser más largo, debido a la mayor diferencia entre el nivel reducido de potencia del reactor y el punto de consigna para una parada de emergencia en caso de sobrepotencia del reactor. Como resultado, puede que sea necesario depender de una parada de emergencia en caso de presión de reactor alta. Al mismo tiempo, la presión de reactor que está asociada con el nivel reducido de potencia del reactor puede asimismo ser más baja. Como resultado, el tiempo que se requiere para alcanzar una parada de emergencia en caso de presión de reactor alta comenzando a partir de un nivel reducido de potencia del reactor también puede ser más largo, debido a la mayor diferencia entre la presión de reactor reducida y el punto de consigna para una parada de emergencia en caso de presión de reactor alta.

Las soluciones de la técnica relacionada a este problema pueden comportar calcular unos límites térmicos más estrictos para un funcionamiento de reactor a unos niveles reducidos de potencia del reactor. No obstante, estos límites térmicos más estrictos-a los que se hace referencia a menudo como "penalizaciones" de límite térmico-pueden complicar el funcionamiento de reactor a unos niveles reducidos de potencia del reactor, pueden limitar de forma acusada la maniobrabilidad del reactor a los niveles reducidos de potencia del reactor, y/o pueden aumentar los tiempos de subida de potencia del reactor.

La figura 7 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor (en PSIA) frente a potencia del reactor (en % de la potencia nominal) para un BWR. Tal como se puede ver, la presión de reactor tiende a subir a medida que sube la potencia del reactor, pero la relación no es lineal. A pesar de que la curva típica de la figura 7 se extiende solo de aproximadamente un 25 % de potencia del reactor a aproximadamente un 100 % de potencia del

## ES 2 572 140 T3

reactor, la curva típica se extendería hacia abajo y hacia la izquierda y/o hacia arriba y hacia la derecha de acuerdo con los cálculos que se analizan en lo sucesivo.

La presión de funcionamiento del reactor a unos valores dados de potencia del reactor, o "presión de funcionamiento", se puede calcular de forma aproximada como:

$$5 \quad \text{presión de funcionamiento} = \text{valor de control} + P/P_0 * PCB + (P/P_0)^2 * SLPD$$

en la que:

el valor de control en condiciones nominales ("valor de control")-el cual es independiente de la potencia del reactor-es un ajuste de presión en el sistema de control de turbinas que se calcula para lograr una presión de vapor de agua nominal al flujo de vapor de agua nominal;

10  $P$  representa la potencia del reactor real;

$P_0$  representa la potencia del reactor nominal;

PCB representa la banda de control de presión; y

SLPD representa la caída de presión de línea de vapor de agua.

PCB se puede calcular como:

$$15 \quad PCB = \text{presión de entrada de turbina} - \text{valor de control}$$

Las turbinas se pueden controlar, por ejemplo, mediante un sistema de control de turbinas. El sistema de control de turbinas puede usar la presión de entrada de turbina como una presión que este intenta mantener. Mantener la presión de entrada de turbina constante puede dar como resultado, por ejemplo, unas presiones de reactor más bajas a unos caudales de vapor de agua bajos. La presión de entrada de turbina se puede medir, por ejemplo, en un colector común de vapor de agua aguas arriba de las válvulas de detención de turbina y las válvulas de control de turbina.

20 PCB se puede convertir en flujo de vapor de agua en porcentaje al multiplicar el valor de presión de PCB por la ganancia de regulador de presión. Debido a que la PCB puede tener un rango de aproximadamente 0 kPa a 207 kPa (0 PSI-30 PSI) y debido a que la ganancia de regulador de presión puede ser aproximadamente lineal a lo largo del rango completo de flujo de vapor de agua nominal (0 %-100 %), la ganancia de regulador de presión puede ser aproximadamente constante a un valor de aproximadamente un 3,33 % de flujo de vapor de agua por 6,9 kPa (1 PSI). Por lo tanto, en condiciones nominales-PCB de 207 kPa (30 PSI)-el sistema de control produce un 100 % de demanda de flujo de vapor de agua.

SLPD se puede calcular como:

$$30 \quad SLPD = \text{presión de funcionamiento} - \text{presión de entrada de turbina}$$

Los valores para SLPD, por ejemplo, pueden ser mayores que o iguales a aproximadamente 207 kPa (30 PSI) y menores que o iguales a aproximadamente 689 kPa (100 PSI). En una realización a modo de ejemplo, la SLPD puede ser mayor que o igual a aproximadamente 379 kPa (55 PSI) y menor que o igual a aproximadamente 483 kPa (70 PSI). En otra realización a modo de ejemplo, la SLPD puede ser aproximadamente 448 kPa (65 PSI).

35 Debido a la dependencia de la presión de funcionamiento con, por ejemplo, el valor de control, la potencia del reactor nominal y la presión de entrada de turbina, los valores de presión de funcionamiento pueden ser dependientes de la central. Los valores para la presión de funcionamiento que se corresponde con un 100 % de potencia, por ejemplo, pueden ser mayores que o iguales a aproximadamente 6.895 kPa (1.000 PSIA) y menores que o iguales a aproximadamente 7.412 kPa (1.075 PSIA). En la figura 7, la presión de funcionamiento que se corresponde con un 100 % de potencia es aproximadamente 7.239 kPa (1.050 PSIA).

45 Puede que el flujo de vapor de agua no sea exactamente proporcional a la potencia del reactor debido, en parte, a los cambios en la temperatura de agua de alimentación (agua que se suministra de la bomba 100 a la vasija 102 de reactor) a medida que cambia la potencia del reactor. Un cálculo más exacto puede sustituir el término  $P/P_0$  por el caudal másico de vapor de agua dividido por el caudal másico nominal de vapor de agua. La diferencia entre los dos cálculos puede ser del orden de un 2 %-5 %, con el cálculo aproximado de la presión de funcionamiento estando en general más cerca del cálculo más exacto de la presión de funcionamiento a medida que aumenta la potencia del reactor.

50 Las figuras 8-11 son unas gráficas que muestran unas curvas típicas de presión de reactor (en PSIA) frente a potencia del reactor (en % de la potencia nominal) para un BWR, líneas de puntos de consigna de presión de la técnica relacionada y ejemplos de una curva de puntos de consigna de presión nuevos ("NPSC", *new pressure setpoint curve*) o unas NPSC de acuerdo con algunas de las realizaciones a modo de ejemplo. A pesar de que las curvas típicas, las líneas de puntos de consigna y las NPSC de las figuras 8-11 se extienden solo de aproximadamente un 25 % de potencia del reactor a aproximadamente un 100 % de potencia del reactor, las curvas típicas, las líneas de puntos de consigna y/o las NPSC se podrían continuar hasta unos valores más bajos y/o más

altos de potencia del reactor. En general, puede que la NPSC a unos valores más altos de potencia del reactor no sea más alta que el punto de consigna de presión de reactor alta que se corresponde con un 100 % de potencia.

La figura 8 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor (en PSIA) frente a potencia del reactor (en % de la potencia nominal) para un BWR, una línea de puntos de consigna de presión de la técnica relacionada y una NPSC a modo de ejemplo que puede incluir componentes de orden cero, de primer orden y/o de segundo orden.

Los RPS de BWR de la técnica relacionada usan un punto de consigna de presión de reactor alta fija para todos los niveles de potencia del reactor. El punto de consigna de presión de reactor alta fija se puede determinar, por ejemplo, basándose en una presión de reactor que se corresponde con un 100 % de potencia. Tal como se ha analizado en lo que antecede, los valores para una presión de reactor que se corresponde con un 100 % de potencia, por ejemplo, pueden ser mayores que o iguales a aproximadamente 6.895 kPa (1.000 PSIA) y menores que o iguales a aproximadamente 7.412 kPa (1.075 PSIA). En una realización a modo de ejemplo, la presión de reactor que se corresponde con un 100 % de potencia puede ser aproximadamente 7.239 kPa (1.050 PSIA). Al menos parcialmente, como resultado, los valores para el punto de consigna de presión de reactor alta fija en los reactores de la técnica relacionada, por ejemplo, pueden ser mayores que o iguales a aproximadamente 7.171 kPa (1.040 PSIA) y menores que o iguales a aproximadamente 7.757 kPa (1.125 PSIA). En la figura 8, el punto de consigna de presión de reactor alta fija es aproximadamente 7.688 kPa (1.115 PSIA). Si la línea de puntos de consigna se continuara hasta unos valores más bajos y/o más altos de potencia del reactor, el punto de consigna en esos valores más bajos y/o más altos de potencia del reactor también sería de aproximadamente 7.688 kPa (1.115 PSIA).

De acuerdo con la invención, un sistema de protección para un BWR nuclear incluye un punto de consigna de presión de reactor alta dependiente de la potencia ("PDHRPS", *power-dependent high reactor pressure setpoint*). El PDHRPS puede asumir dos o más valores en un dominio de funcionamiento del reactor, dependiendo del valor de potencia que, por ejemplo, se mide, se calcula, o se mide y se calcula. Los valores de potencia que no se expresan en potencia porcentual se pueden expresar de ese modo al dividir, por ejemplo, la potencia medida, calculada, o medida y calculada por la potencia nominal. El punto de consigna de presión de reactor alta que se corresponde con al menos un valor de potencia porcentual en el dominio de funcionamiento del reactor puede ser menor que el punto de consigna de presión de reactor alta que se corresponde con un 100 % de potencia.

El PDHRPS/NPSC a modo de ejemplo de la figura 8 mantiene una diferencia de presión sustancialmente constante entre sí misma y la curva de presiones de funcionamiento. El PDHRPS se puede calcular como:

$$\text{PDHRPS} = \text{valor de control} + P/P_0 * \text{PCB} + (P/P_0)^2 * \text{SLPD} + \text{HRPS}_{100} - \text{RP}_{100}$$

en la que:

HRPS<sub>100</sub> representa el punto de consigna de presión de reactor alta que se corresponde con un 100 % de potencia; y

RP<sub>100</sub> representa la presión de reactor nominal que se corresponde con un 100 % de potencia.

Tal como se puede ver, PDHRPS puede incluir una componente de orden cero (constante) (valor de control + HRPS<sub>100</sub>-RP<sub>100</sub>), una componente de primer orden (lineal) (P/P<sub>0</sub> \* PCB) y/o una componente de segundo orden (cuadrática) ((P/P<sub>0</sub>)<sup>2</sup> \* SLPD). Esta ecuación se puede reescribir como:

$$\text{PDHRPS} = \text{presión de funcionamiento} + \text{HRPS}_{100} - \text{RP}_{100}$$

El PDHRPS puede iniciar una parada de emergencia del reactor. Además o como alternativa, el PDHRPS puede iniciar una o más advertencias, alarmas o acciones de mitigación. El punto de consigna de presión de reactor alta que se corresponde con al menos un valor de potencia porcentual en un dominio de funcionamiento del reactor también puede iniciar una parada de emergencia del reactor. Adicionalmente, el HRPS<sub>100</sub> puede iniciar una parada de emergencia del reactor. El PDHRPS que inicia una parada de emergencia del reactor puede dar como resultado unas paradas de emergencia de presión tempranas para mejorar los límites térmicos debido a los transitorios de funcionamiento previstos, en concreto transitorios de presurización lentos y/o transitorios que no tienen una parada de emergencia directa a partir de un cierre o cierres de válvula. De acuerdo con la invención, el sistema de protección para un BWR nuclear incluye un primer punto de consigna de presión de reactor alta que se corresponde con un 100 % de potencia y al menos un segundo punto de consigna de presión de reactor alta que se corresponde con uno o más valores de potencia porcentuales en un dominio de funcionamiento del reactor. El al menos un segundo punto de consigna de presión de reactor alta puede ser menor que el primer punto de consigna de presión de reactor alta.

En una realización adicional de acuerdo con la invención, un procedimiento de operación de un BWR nuclear incluye implementar, en un sistema de protección para el reactor, un primer punto de consigna de presión de reactor alta que se corresponde con un 100 % de potencia, e implementar, en el sistema de protección para el reactor, al menos un segundo punto de consigna de presión de reactor alta que se corresponde con uno o más valores de potencia porcentuales en un dominio de funcionamiento del reactor. El al menos un segundo punto de consigna de presión de



reactor alta puede ser menor que el primer punto de consigna de presión de reactor alta.

La figura 9 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor (en PSIA) frente a potencia del reactor (en % de la potencia nominal) para un BWR, una línea de puntos de consigna de presión de la técnica relacionada y dos NPSC a modo de ejemplo que pueden ser lineales.

5 El PDHRPS se puede calcular como:

$$\text{PDHRPS} = \text{HRPS}_{100-S} * P/P_0$$

en la que S representa una pendiente que se determina, por ejemplo, para optimizar el margen entre la presión de funcionamiento y el PDHRPS a través de al menos alguna porción del dominio de funcionamiento del reactor.

10 La figura 10 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor (en PSIA) frente a potencia del reactor (en % de la potencia nominal) para un BWR, una línea de puntos de consigna de presión de la técnica relacionada y una NPSC a modo de ejemplo que puede ser una serie de valores constantes, cubriendo cada uno un rango de potencias de reactor, a la manera de una función escalón. Los rangos pueden ser, por ejemplo, de un intervalo similar o desemejante de potencias porcentuales. Para el rango de potencias de reactor que incluye un 100 % de potencia del reactor, PDHRPS puede ser igual a  $\text{HRPS}_{100}$ .

15 La figura 11 es una gráfica que muestra una curva típica de presión de reactor (en PSIA) frente a potencia del reactor (en % de la potencia nominal) para un BWR, una línea de puntos de consigna de presión de la técnica relacionada y una NPSC a modo de ejemplo que puede ser una combinación de una o más componentes, por ejemplo, de orden cero, de primer orden, de segundo orden, de orden superior, geométricas, logarítmicas, exponenciales, de función escalón, y/o de otros tipos, cubriendo cada una un intervalo similar o desemejante de potencias porcentuales. La NPSC a modo de ejemplo también puede incluir, por ejemplo, una o más tablas de consulta, series de puntos, aproximaciones digitales u otros componentes. Para el rango de potencias de reactor que incluye un 100 % de potencia del reactor, PDHRPS puede ser igual a  $\text{HRPS}_{100}$ .

20

Las consideraciones relativas al al menos un segundo punto de consigna de presión de reactor alta son similares a las relativas al PDHRPS.

25 Tal como se ha analizado en lo que antecede, la supervisión por RPS del cierre o cierres de válvula puede cambiar, por ejemplo, por debajo de aproximadamente un 25 % de potencia del reactor, por debajo de aproximadamente un 30 %-40 % de potencia del reactor, por debajo de aproximadamente un 40 %-60 % de potencia del reactor, y/o en o cerca de valores adicionales de potencia del reactor en relación con otras características de diseño y necesidades específicas de la central. Puede que los cambios en las NPSC reflejen, o puede que no, uno o más de estos cambios a la supervisión por RPS del cierre o cierres de válvula.

30

Los RPS incluyen, por ejemplo, componentes analógicos, digitales, o analógicos y digitales. Los componentes digitales pueden permitir, por ejemplo, el empleo de unas NPSC más complejas que pueden proporcionar mejoras adicionales en el margen de seguridad para una central dada.

35 Además del PDHRPS y/o el al menos un segundo punto de consigna de presión de reactor alta, una o más señales en el sistema que se corresponden con uno o más valores de potencia porcentuales se pueden retardar en el tiempo antes de que las una o más señales afecten al punto de consigna de presión de reactor alta dependiente de la potencia. El retardo puede dar como resultado el cambio de potencia durante un transitorio de presurización que no cambia de forma significativa el PDHRPS y/o el al menos un segundo punto de consigna de presión de reactor alta durante el transitorio. Esto puede ser particularmente cierto durante transitorios de presurización lentos.

40 Las una o más señales se pueden retardar en el tiempo en más de o igual a aproximadamente 1 segundo. Por ejemplo, las una o más señales se pueden retardar en el tiempo en más de o igual a aproximadamente 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20, 25, 30, 45, 60, o más segundos. Las una o más señales se pueden retardar en el tiempo en menos de o igual a aproximadamente 60 segundos. Por ejemplo, las una o más señales se pueden retardar en el tiempo en menos de o igual a aproximadamente 45, 30, 25, 20, 19, 18, 17, 16, 15, 14, 13, 12, 11, 10, 9, 8, 7, 6, 5, o menos segundos. Las una o más señales se pueden retardar en el tiempo en más de o igual a aproximadamente 1 segundo y menos de o igual a aproximadamente 60 segundos. Las una o más señales también se pueden retardar en el tiempo en más de o igual a aproximadamente 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, o más segundos y menos de o igual a aproximadamente 20, 19, 18, 17, 16, 15, 14, 13, 12, 11, 10, 9, 8, 7, 6, 5, o menos segundos. El retardo se puede optimizar, por ejemplo, para obtener el sistema más eficaz para la combinación más deseable del límite o límites térmicos de funcionamiento y/o la flexibilidad de funcionamiento.

45

50

En una realización a modo de ejemplo, las una o más señales se pueden retardar en el tiempo en más de o igual a aproximadamente 5 segundos y menos de o igual a aproximadamente 10 segundos. En otra realización a modo de ejemplo, las una o más señales se pueden retardar en el tiempo en más de o igual a aproximadamente 6 segundos y menos de o igual a aproximadamente 8 segundos. En aún otra realización a modo de ejemplo, las una o más señales se pueden retardar en el tiempo en más de o igual a aproximadamente 8 segundos y menos de o igual a aproximadamente 10 segundos. Aparatos y procedimientos para retardar en el tiempo las una o más señales en el

55

sistema que se corresponden con uno o más valores de potencia porcentuales son conocidos por un experto en la materia.

5 Además o como alternativa, una o más señales en el sistema que se corresponden con uno o más valores de potencia porcentuales se pueden retrasar en relación con una o más señales en el sistema que se corresponden con la presión de reactor. El retraso puede dar como resultado el cambio de potencia durante un transitorio de presurización que no cambia de forma significativa el PDHRPS y/o el al menos un segundo punto de consigna de presión de reactor alta durante el transitorio. Esto puede ser particularmente cierto durante transitorios de presurización lentos.

10 El retraso se puede implementar, por ejemplo, mediante el filtrado por medios electrónicos de la señal de flujo de neutrones medida de una forma similar a la que se usa para producir la señal de STP. La señal de flujo de neutrones medida puede ser, por ejemplo, la señal de Monitor de Rango de Potencia Promedio ("APRM", *Average Power Range Monitor*). El retraso se puede implementar, por ejemplo, mediante un filtro de constante de tiempo única que puede aproximar el tiempo de tránsito de lazo del reactor y/o un valor que puede envolver una temporización típica para uno o más transitorios de presurización lentos. Tales tiempos de tránsito de lazo pueden ser, por ejemplo, mayores que o iguales a aproximadamente seis segundos y menores que o iguales a aproximadamente ocho segundos.

15 Aparatos y procedimientos para retrasar las una o más señales en el sistema que se corresponden con uno o más valores de potencia porcentuales en relación con una o más señales en el sistema que se corresponden con la presión de reactor son conocidos por un experto en la materia.

**REIVINDICACIONES**

1. Un sistema de protección para un reactor (102) nuclear de agua en ebullición, estando configurado el sistema de protección para:

5 medir y/o calcular la potencia (P) del reactor;  
 supervisar la presión de funcionamiento del reactor;  
 calcular un primer punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (HRPS<sub>100</sub>) que se corresponde con un 100 % de potencia del reactor;  
 determinar al menos un segundo punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (PDHRPS) que se corresponde con al menos un valor porcentual de potencia del reactor en un dominio de funcionamiento del reactor (102), basándose en la potencia (P) del reactor medida y/o calculada;  
 10 en el que el al menos un segundo punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (PDHRPS) es menor que el primer punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (HRPS<sub>100</sub>) que se corresponde con un 100 % de potencia del reactor;  
 en el que el sistema de protección está configurado adicionalmente para iniciar una parada de emergencia del reactor y/o una alarma y/o una advertencia si la presión del reactor supervisada es mayor que el primer punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (HRPS<sub>100</sub>) o el al menos un segundo punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (PDHRPS);  
 15 en el que el sistema de protección está configurado adicionalmente de tal modo que el al menos un segundo punto de consigna de alta presión dependiente de la potencia (PDHRPS) se calcula como una u otra de:

20 1)  $PDHRPS = \text{presión de funcionamiento del reactor} + HRPS_{100} - RP_{100}$   
 en la que  $RP_{100}$  representa la presión nominal del reactor que se corresponde con un 100 % de potencia; y  
 2)  $PDHRPS = HRPS_{100} - S * (P/P_0)$   
 en la que S representa una pendiente.

25 2. El sistema de la reivindicación 1, en el que el sistema de protección está configurado para iniciar una parada de emergencia del reactor (102) si la presión de funcionamiento del reactor supervisada es mayor que el al menos un segundo punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (PDHRPS) que se corresponde con al menos un valor porcentual de potencia (P) del reactor en un dominio de funcionamiento del reactor (102).

30 3. El sistema de la reivindicación 1, en el que el sistema de protección está configurado para iniciar una parada de emergencia del reactor (102) si la presión de funcionamiento de reactor supervisada es mayor que el primer punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (HRPS<sub>100</sub>) que se corresponde con un 100 % de potencia (P) del reactor.

4. Un procedimiento de operación de un reactor (102) nuclear de agua en ebullición, comprendiendo el procedimiento:

35 medir y/o calcular la potencia (P) del reactor;  
 supervisar la presión de funcionamiento del reactor;  
 determinar, en un sistema de protección para el reactor (102):  
 un primer punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (HRPS<sub>100</sub>) que se corresponde con un 100 % de potencia del reactor; y  
 40 calcular al menos un segundo punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (PDHRPS) que se corresponde con al menos un valor porcentual de potencia del reactor en un dominio de funcionamiento del reactor (102), basándose en la potencia (P) del reactor supervisada;

en el que el al menos un segundo punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (PDHRPS) es menor que el primer punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (HRPS<sub>100</sub>) que se corresponde con un 100 % de potencia del reactor;  
 45 iniciar, mediante el sistema de protección, una parada de emergencia del reactor y/o una alarma y/o una advertencia si la presión del reactor supervisada es mayor que el primer punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (HRPS<sub>100</sub>) o el al menos un segundo punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (PDHRPS);  
 en el que el al menos un segundo punto de consigna de alta presión dependiente de la potencia (PDHRPS) se calcula como una u otra de:

50 1)  $PDHRPS = \text{presión de funcionamiento del reactor} + HRPS_{100} - RP_{100}$   
 en el que  $RP_{100}$  representa la presión nominal del reactor que se corresponde con un 100 % de potencia; y  
 2)  $PDHRPS = HRPS_{100} - S * (P/P_0)$

en la que S representa una pendiente.

5. El procedimiento de la reivindicación 4, en el que el sistema de protección inicia una parada de emergencia del reactor (102) si la presión de funcionamiento del reactor supervisada es mayor que el al menos un segundo punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (PDHRPS) que se corresponde con al menos un valor porcentual de la potencia (P) del reactor.
6. El procedimiento de la reivindicación 4, en el que el sistema de protección está configurado para iniciar una parada de emergencia del reactor (102) si la presión de funcionamiento del reactor supervisada es mayor que el primer punto de consigna de alta presión del reactor dependiente de la potencia (HRPS<sub>100</sub>) que se corresponde con un 100 % de potencia (P) del reactor.

10

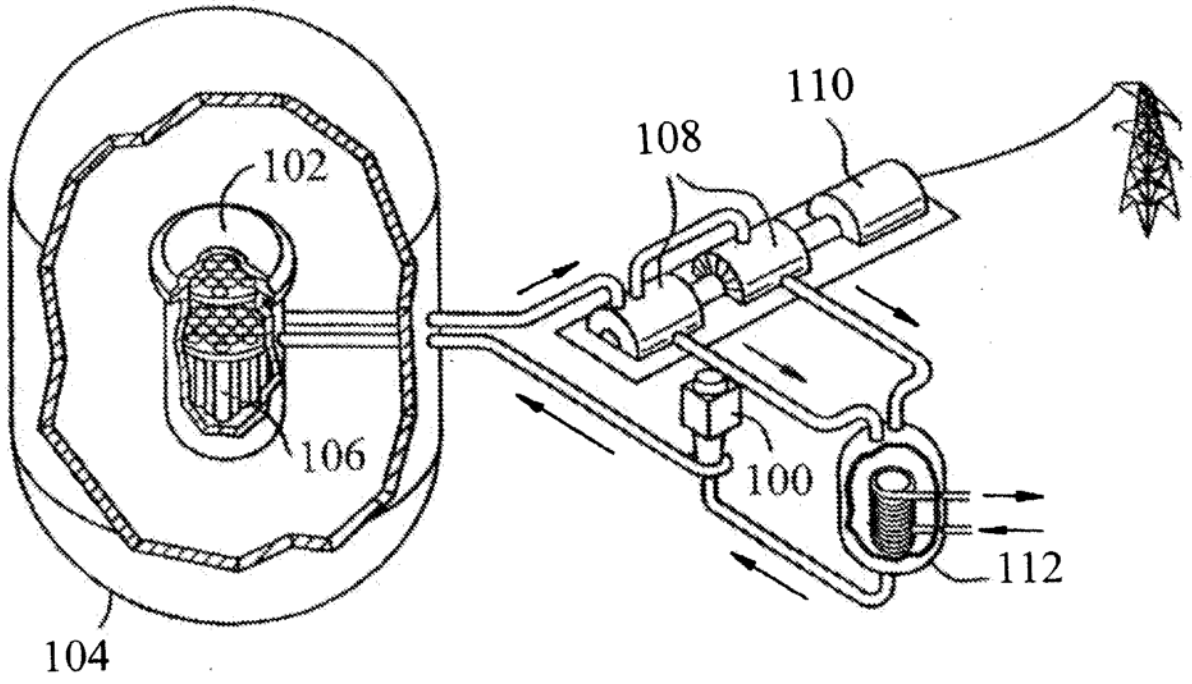


FIG. 1

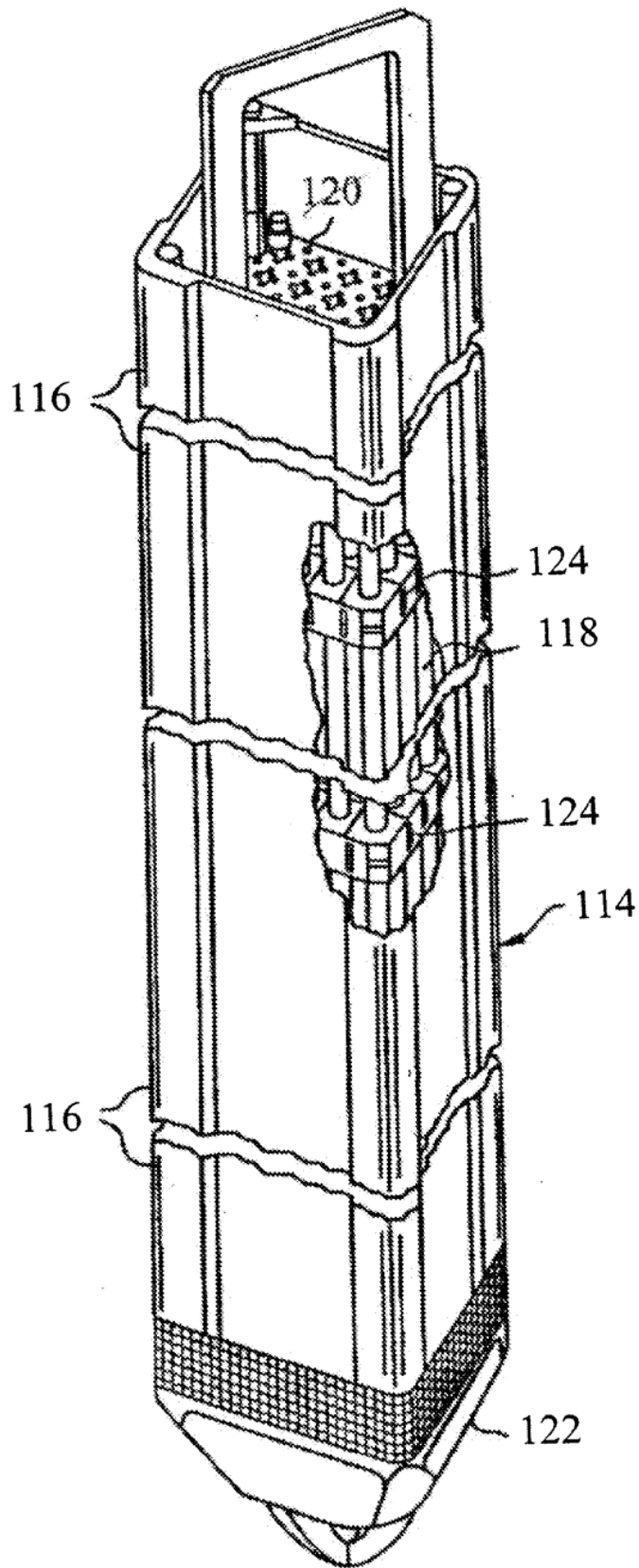


FIG. 2

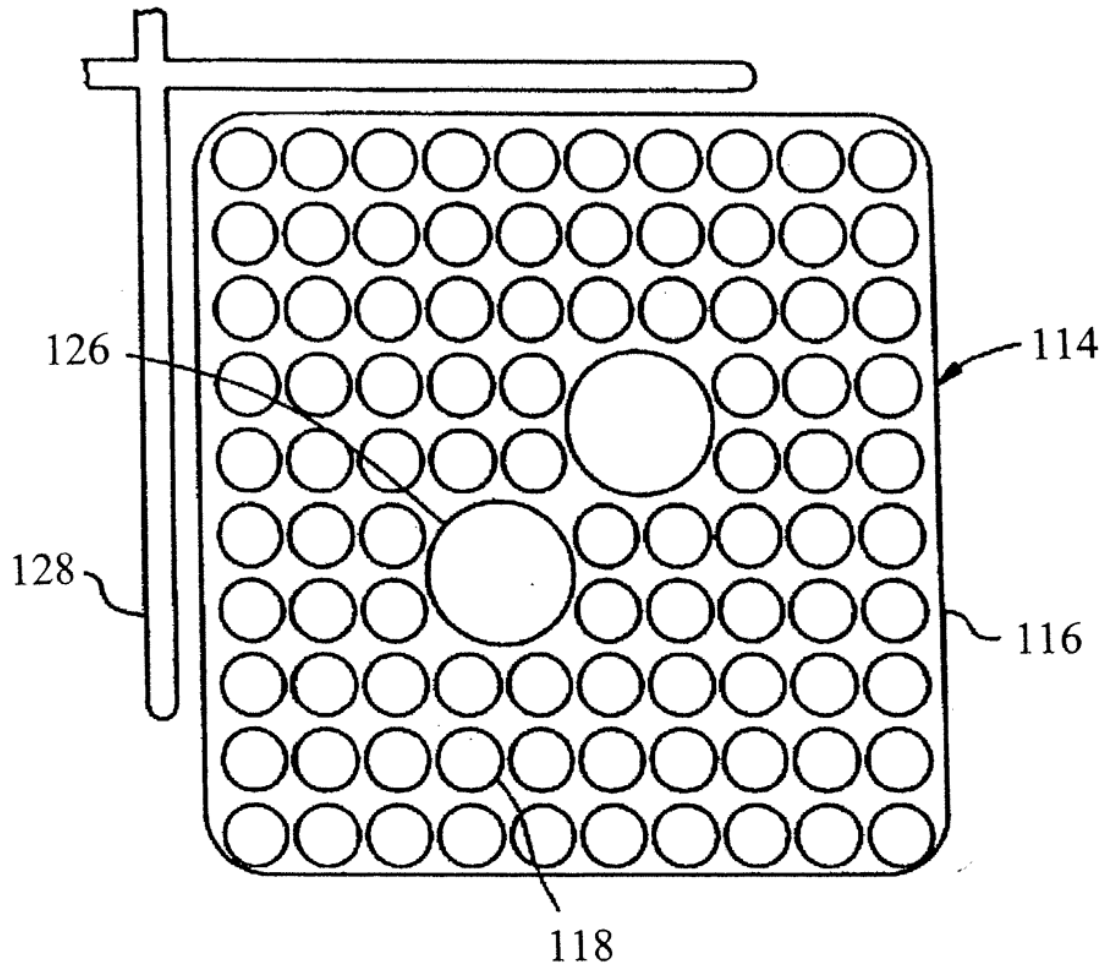


FIG. 3

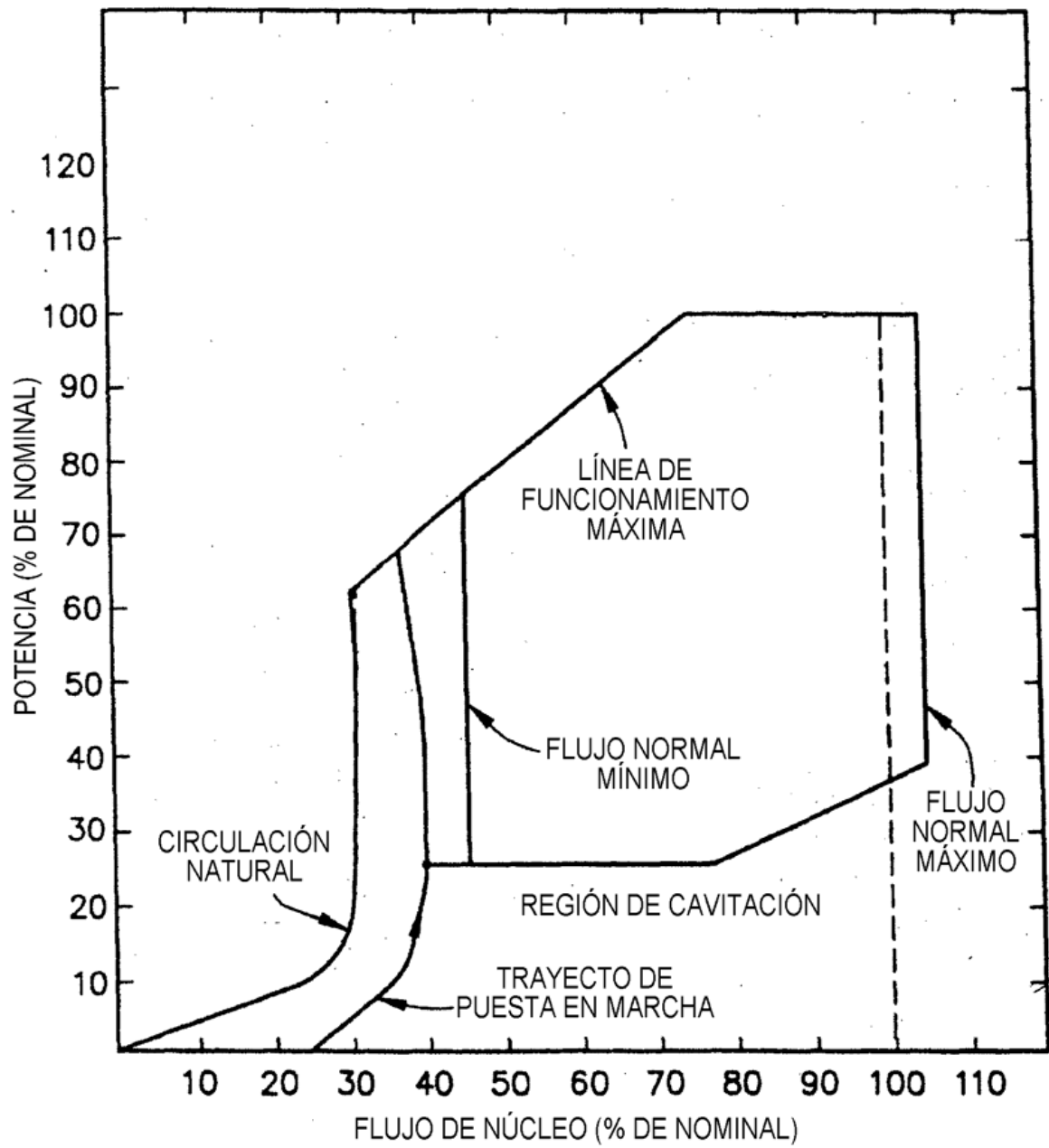


FIG. 4



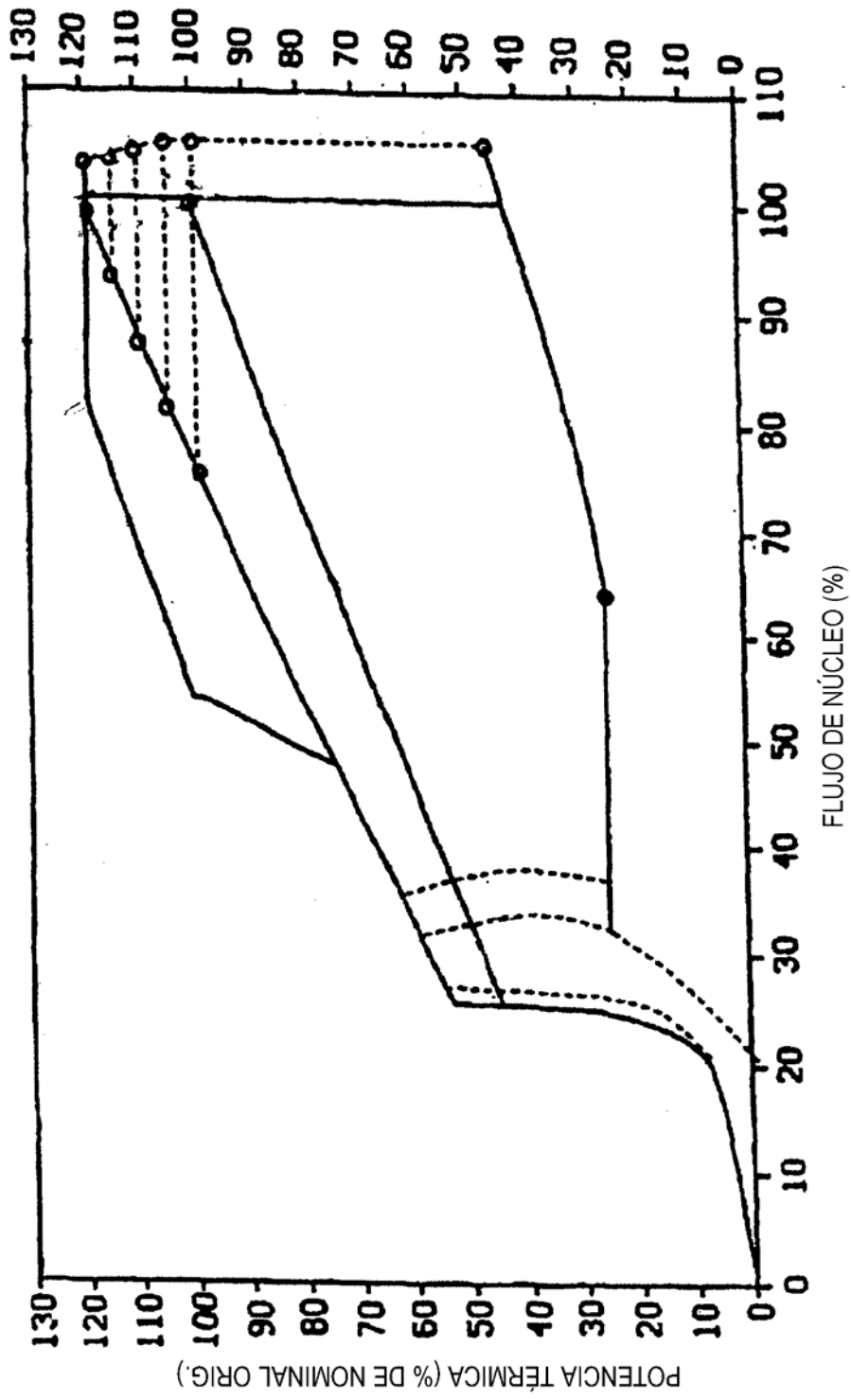


FIG. 5

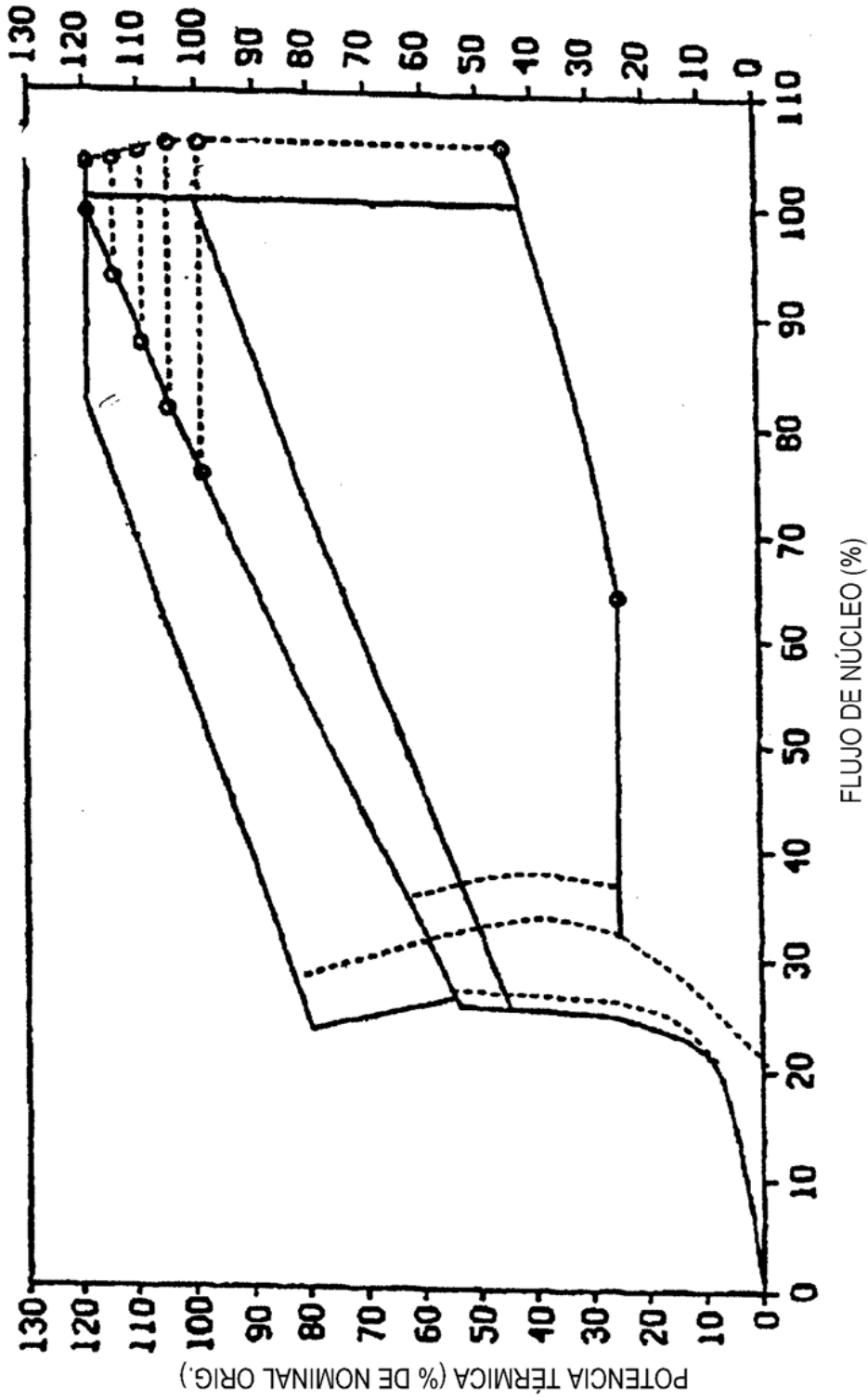


FIG. 6

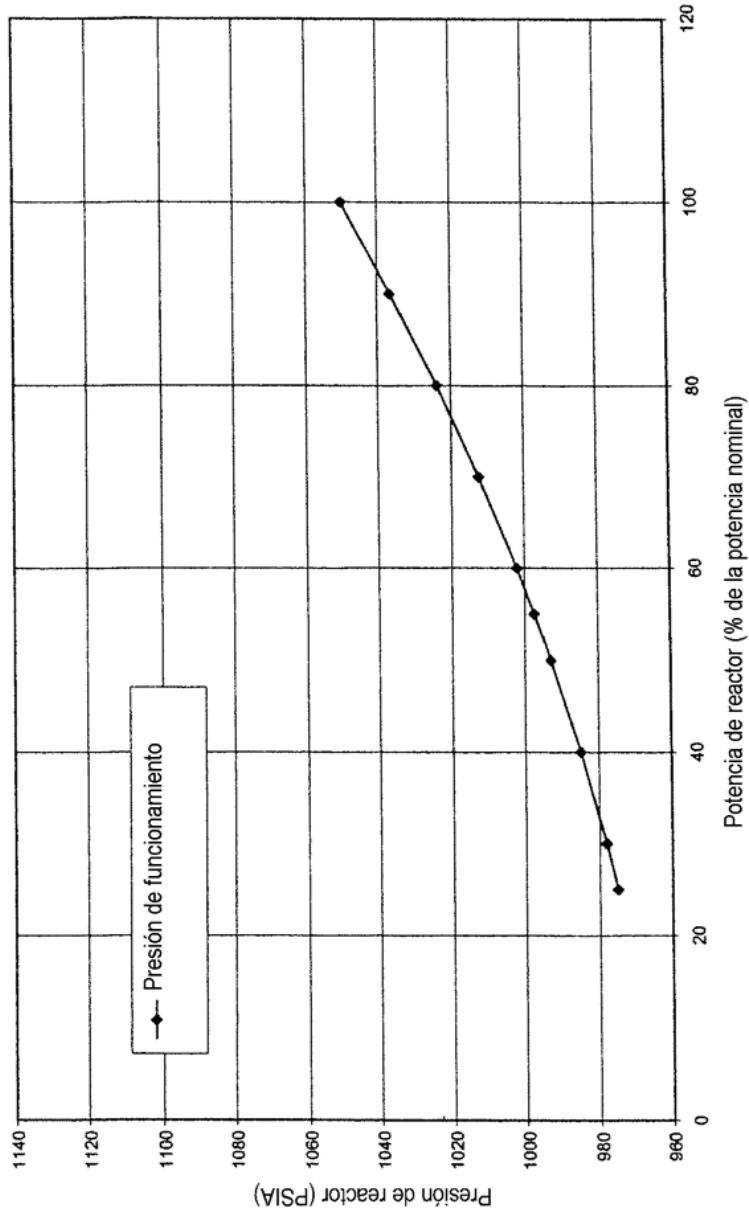


FIG. 7

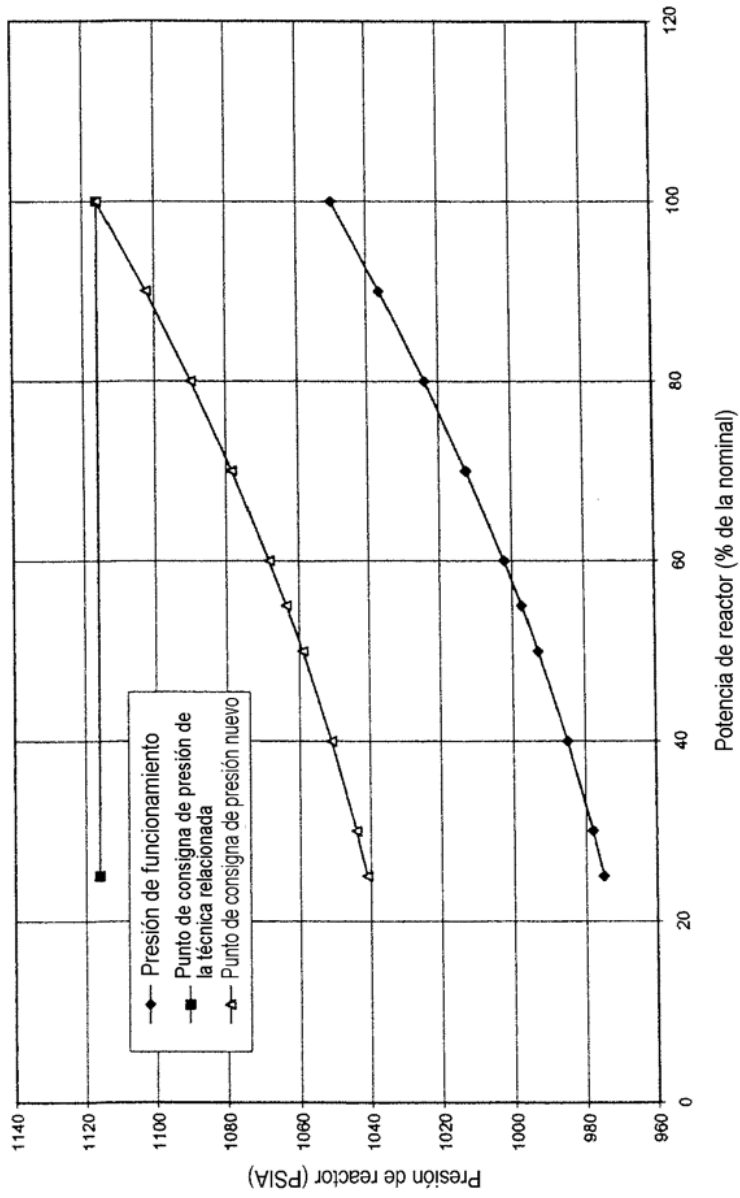


FIG. 8

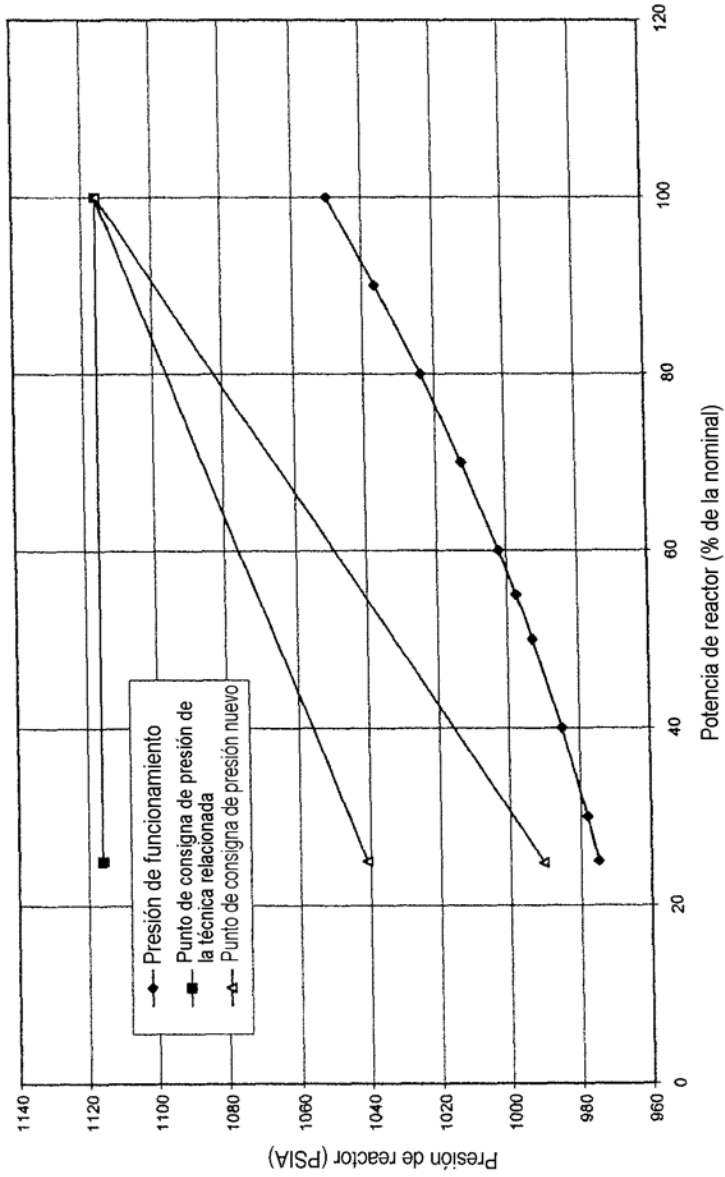


FIG. 9

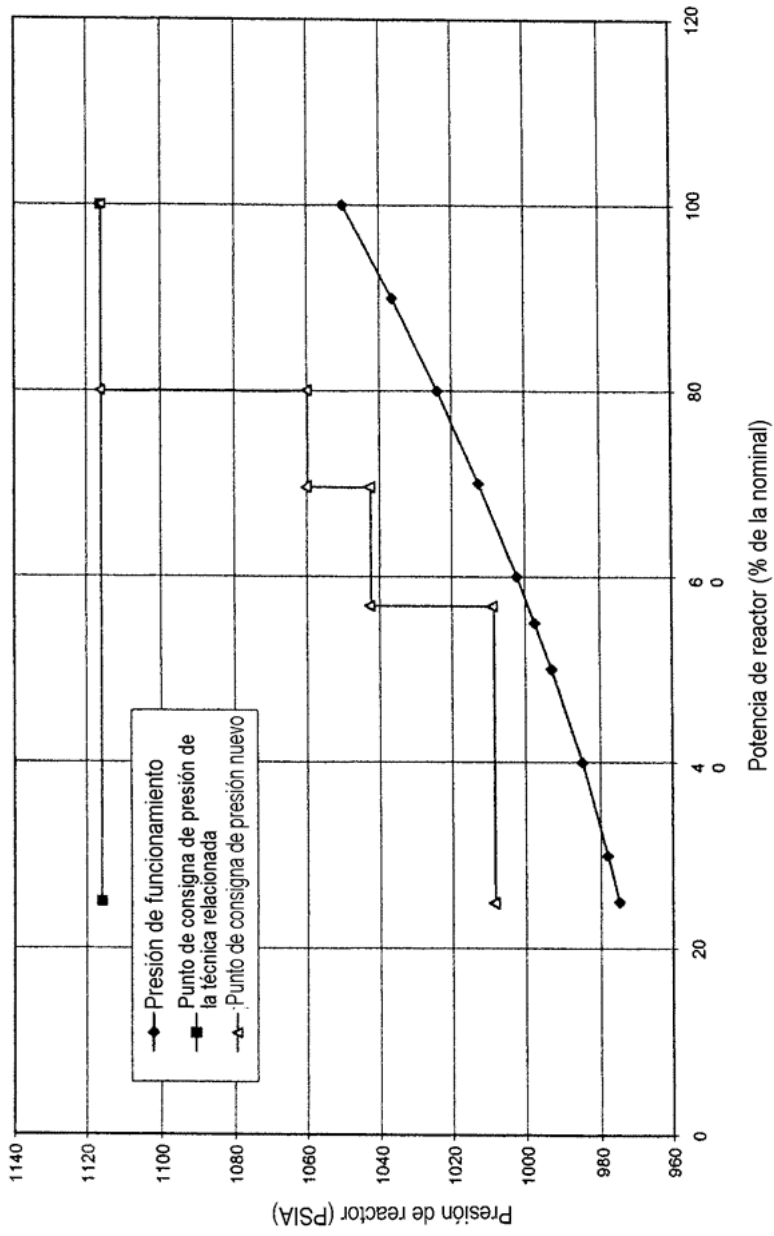


FIG. 10

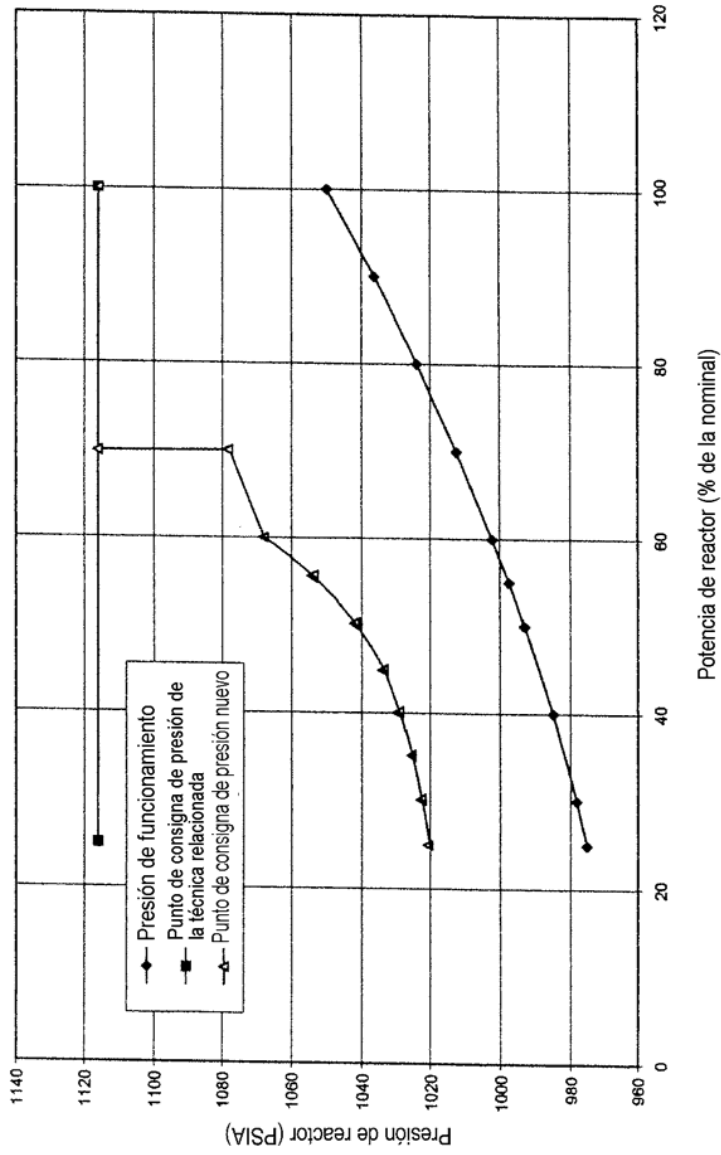


FIG. 11