

19



OFICINA ESPAÑOLA DE
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **2 388 600**

51 Int. Cl.:
G21C 17/00 (2006.01)
G21D 3/00 (2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

- 96 Número de solicitud europea: **00311650 .6**
96 Fecha de presentación: **22.12.2000**
97 Número de publicación de la solicitud: **1113455**
97 Fecha de publicación de la solicitud: **04.07.2001**

54 Título: **Procedimiento para generar límites termomecánicos para la operación de varillas de combustible nuclear**

30 Prioridad:
30.12.1999 US 173561 P
04.10.2000 US 678665

45 Fecha de publicación de la mención BOPI:
16.10.2012

45 Fecha de la publicación del folleto de la patente:
16.10.2012

73 Titular/es:
GENERAL ELECTRIC COMPANY
1 River Road
Schenectady, NY 12345, US

72 Inventor/es:
Reese, Anthony P.

74 Agente/Representante:
Carpintero López, Mario

ES 2 388 600 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 para generar límites termomecánicos para la operación de varillas de combustible nuclear

La presente solicitud versa, en general, acerca de procedimientos para demostrar la conformidad de un reactor nuclear con criterios fundamentales de autorización para una presión interna de las varillas de combustible nuclear, y más en particular, acerca de un procedimiento para establecer límites termomecánicos para el uso y la operación de varillas de combustible nuclear.

La mayoría de países tienen en sus jurisdicciones algún tipo de organismo o comité regulador para la administración de la distribución y del uso seguro de combustibles nucleares y la generación de energía. En los Estados Unidos de América, por ejemplo, el Nuclear Regulatory Commission (USNRC) es el organismo gubernamental regulador fundamental responsable de autorizar la construcción y la operación de plantas de energía nuclear. En su capacidad reguladora, el USNRC es responsable de establecer y revisar criterios fundamentales de seguridad para conceder una licencia para la operación de un reactor nuclear. Bajo tal revisión, un solicitante de una licencia debe poder demostrar que la operación de un reactor particular cumple con los criterios fundamentales de seguridad definidos por el USNRC. Se proponen procedimientos de diseño del reactor y de evaluación de la operación y, una vez aprobados por el USNRC, pueden formar la base para la concesión de una licencia de operación.

Los procedimientos para la demostración de una conformidad normalmente incluyen (entre otros) proporcionar evidencia estadística/empírica que muestre que las varillas de combustible dentro de un reactor funcionan dentro de un margen dado de seguridad a cierto nivel predeterminado de potencia, o por debajo del mismo, que garantizará que se mantengan los esfuerzos térmicos y mecánicos sobre la vaina de las varillas de combustible para todas las varillas en el núcleo del reactor nuclear a un nivel seguro durante la vida y uso del combustible —por ejemplo, para evitar cualquier agrietamiento o rotura de la vaina de las varillas de combustible y una fuga subsiguiente de contaminantes—. Se establecen límites de operación del reactor para garantizar que se mantiene la operación del reactor con base en un diseño termomecánico y de análisis de seguridad de las varillas de combustible. Estos límites de operación pueden estar definidos, por ejemplo, por la máxima potencia operativa permisible de las pastillas de combustible como una función del nivel de exposición de las pastillas de combustible —normalmente expresada en términos de la máxima potencia lineal generada (MLHGR) (es decir, el máximo calor generado por una varilla de combustible por unidad de longitud de la varilla (Kw/m) en función de la exposición (Gwd/mt))—.

Como ejemplo, con base en la autorización “GESTAR”, aprobada por el USNRC, de la empresa GE, se requiere que se lleve a cabo un análisis termomecánico (T-M) del diseño del combustible para un reactor utilizando las siguientes condiciones: (i) bien se aplican las suposiciones de peor tolerancia o bien se lleva a cabo un análisis probabilístico para determinar estadísticamente los resultados limitantes (es decir, con una confianza superior al 95%), y (ii) se adoptan las condiciones de operación para limitar las condiciones previstas durante una operación normal de estado estacionario e incidencias operativas previstas (AOO). En base al análisis T-M llevado a cabo, se establecen los límites de operación para garantizar que la operación real del combustible se mantiene con base en el diseño termomecánico y de seguridad de las varillas de combustible. Estos límites de operación definen el máximo nivel permisible de potencia operativa de las pastillas de combustible como una función de la exposición de las pastillas de combustible.

La metodología convencional para diseñar límites de operación termomecánicos (T-M) para varillas de combustible es aplicar un análisis limitante de historial de potencia sobre una varilla hipotética de combustible. Por ejemplo, se pueden evaluar las varillas de combustible para garantizar que los efectos de la presión interna de las varillas de combustible durante una operación normal de estado estacionario no tendrá como resultado un fallo del combustible debido a una carga excesiva de presión de la vaina de las varillas de combustible. Tal evaluación está basada, por ejemplo, en la cantidad de gas de fisión liberado por las pastillas de combustible de uranio en una varilla de combustible y la presión resultante en la varilla para determinar la tasa de fluencia de la vaina debido a la presión interna del gas durante una operación normal de estado estacionario. (Por ejemplo, se puede utilizar un programa de análisis de rendimiento T-M, tal como el programa de códigos de rendimiento GESTR-MECHANICAL (GSTRM) de la empresa GE, para evaluar una varilla de combustible). Se desarrolla una curva genérica de límite de potencia a partir de la evaluación T-M que proporciona una envolvente de operación que es válida para la operación de varillas de combustible en cada ciclo de combustible para todos los reactores. Se ilustra un ejemplo de tal envolvente de límite T-M del combustible por medio de la curva 10 en el gráfico de la Figura 1 que muestra la máxima potencia lineal generada (LHGR) con respecto a la exposición de las pastillas.

Al desarrollar tal envolvente genérica de límites de operación, normalmente solo se evalúan la o las varillas de combustible dentro de un núcleo del reactor nuclear que experimentan la máxima potencia prevista y las condiciones de exposición. Sin embargo, se conoce que ninguna varilla single de combustible en un núcleo del reactor nuclear opera realmente con un historial de potencia equivalente a su historial de potencia limitante, sino que más bien opera sustancialmente por debajo de la potencia limitante durante la mayor parte de su ciclo de operación. Antes de la presente invención, ha sido inviable identificar qué varilla o varillas de combustible dentro del núcleo pueden estar operando de la forma más limitante con respecto a la liberación interna de gas de fisión. En este sentido, el enfoque convencional de desarrollar un historial de potencia limitante para generar límites termomecánicos para varillas de

combustible es demasiado conservador y restringe innecesariamente la operación de los reactores nucleares por debajo de un nivel óptimo.

DATABASE WPI Section CH. Week 198520 Derwent Publications Ltd., Londres, Reino Unido; Class K05, AN 1985-119763 XP002160841 y el documento JP 60 060583 A (HITACHI LTD), 8 de abril de 1985 (1985-04-08), describen un procedimiento utilizado para seleccionar conjuntos de combustible nuclear que van a ser extraídos y sustituidos.

El RESUMEN DE PATENTE JAPONESA Vol. 1998m nº 05, 30 de abril de 1998 (1998-04-30) y el documento JP 10 002987 A (TOSHIBA CORP: TOSHIBA ENG CO LTD), 6 de enero de 1998 (1998-01-06), describen un monitor de núcleo de un reactor nuclear para un reactor nuclear.

El RESUMEN DE PATENTE JAPONESA vol. 018, nº 454 (P-1791), 24 de agosto de 1994 (1994-08-24) y el documento JP 06 148376 A (TOSHIBA CORP), 27 de mayo de 1994 (1994-05-27), describen un equipo de monitorización del valor límite de operación.

El procedimiento de la presente invención supera las anteriores limitaciones al construir perfiles reales de historiales de potencia para cada varilla de combustible en el núcleo del reactor nuclear y evaluando la presión interna de cada varilla de combustible de forma individual. Son conocidos programas convencionales de ordenador para generar un historial de potencia para una varilla individual de combustible basado en el diseño del reactor o en operaciones reales del reactor. Por ejemplo, hacia el año 1987, la empresa General Electric desarrolló un programa de ordenador denominado "LERN". El programa LERN es capaz de generar un perfil del historial de potencia para una única varilla de combustible y normalmente se utiliza, por ejemplo, para llevar a cabo estudios especiales para varillas particulares de combustible (de una en una). En la presente invención, se construyen historiales de potencia de las varillas de combustible para cada varilla en el núcleo del reactor nuclear utilizando tanto datos históricos de operación adquiridos con anterioridad de cada varilla de combustible durante ciclos anteriores de combustible como una previsión de las operaciones del reactor en un ciclo futuro de combustible.

Al implementar el procedimiento de la presente invención, un programa de ordenador puede emplear la tecnología de tipo LERN descrita anteriormente o *software* equivalente para evaluar historiales de potencia de varillas individuales de combustible para cada varilla de combustible nuclear en el núcleo del reactor nuclear en base tanto a información empírica adquirida durante ciclos anteriores de combustible como a una operación prevista del reactor en un ciclo futuro de combustible. Utilizando los historiales de potencia construidos para cada varilla de combustible, el programa lleva a cabo, entonces, un análisis de la presión interna de cada varilla en el que calcula los límites térmicos y mecánicos de sobrepotencia y una presión interna máxima para cada varilla en el ciclo futuro de combustible para determinar qué o cuáles varillas están operando con el historial de potencia más limitante —es decir, más cercano a sus límites de presión interna, y a los térmicos y mecánicos de sobrepotencia—. Entonces, se utiliza el historial de potencia de esta o de estas varillas de combustible como la base para establecer límites seguros de operación, y para determinar una conformidad con los requerimientos del U.S. NRC, en vez de depender de un análisis convencional de historiales de potencia limitante (que normalmente está basada exclusivamente en una única varilla hipotética de combustible). Se demuestra una conformidad de la operación del reactor con los requerimientos de autorización del U.S. NRC al confirmar que la varilla de combustible identificada como que tiene la máxima presión interna de las varillas de combustible o los esfuerzos térmicos y mecánicos de sobrepotencia del ciclo futuro de combustible no viola los criterios fundamentales particulares de autorización.

Preferentemente, el anterior procedimiento de evaluación de las varillas de combustible se lleva a cabo para cada ciclo de combustible de operación de un reactor. Utilizando este enfoque de establecimiento del límite T-M, se pueden utilizar mayores potencias máximas de operación para cada varilla sin violar criterios fundamentales de seguridad e impuestos por el gobierno para la operación de un reactor nuclear. Además, la implementación del procedimiento dado a conocer de la presente invención permite la operación de un reactor nuclear utilizando un límite termomecánico mucho menos restrictivo de las varillas de combustible y, por consiguiente, tiene como resultado mejoras sustanciales en los costes operativos del combustible y en la salida de potencia.

En un aspecto, la presente invención es un procedimiento mejorado para determinar/establecer criterios de límites de potencia para un reactor nuclear en base al historial de operación de las varillas de combustible en el núcleo del reactor nuclear. El procedimiento mejorado tiene como resultado una realización de mayores márgenes de operación para las varillas de combustible en el núcleo del reactor nuclear —que a su vez tiene como resultado una operación más eficaz y rentable del núcleo y/o de configuraciones de las varillas de combustible—. En este sentido, la presente invención también proporciona un enfoque más directo y menos conservador hacia la ilustración de la conformidad de un reactor nuclear con los requerimientos de autorización del USNRC que los procedimientos demasiado conservadores utilizados convencionalmente para tales fines.

En otro aspecto, se describe un sistema de procesamiento de datos que incluye un ordenador que tiene memoria y diversos dispositivos de I/O o de visualización que está programado para determinar los criterios de límite de la potencia de un reactor nuclear en base a presiones internas calculadas de cada varilla de combustible en el núcleo; y para una recopilación y una presentación opcionales de historiales de potencia y presiones internas individuales para cada varilla de combustible en el núcleo.

Según otro aspecto más, se describe un producto de programa de ordenador que puede ser implementado en un medio legible por un ordenador para su distribución y/o almacenamiento en un sistema de ordenador para ser ejecutado para establecer criterios de límites de la potencia para un reactor nuclear en base a límites termomecánicos de operación de las varillas de combustible en el núcleo del reactor nuclear.

- 5 Según un aspecto adicional más, se describe un procedimiento y se proporciona un sistema para demostrar la conformidad de un reactor nuclear con criterios fundamentales de autorización de la presión interna de las varillas de combustible nuclear durante la operación del reactor nuclear.

Se describirá ahora una realización de la invención, a modo de ejemplo, con referencia a los dibujos adjuntos, en los que:

- 10 La FIGURA 1 es un gráfico que ilustra una curva envolvente límite T-M ejemplar para evaluar varillas de combustible nuclear;

la FIGURA 2 es un diagrama de bloques de un sistema ejemplar de procesamiento de datos utilizado para la simulación o el modelado de los límites termomecánicos para varillas de combustible nuclear;

- 15 la FIGURA 3 ilustra una fórmula matemática ejemplar utilizada para determinar la relación de presión para una varilla de combustible;

la FIGURA 4 es un diagrama de flujo que ilustra una secuencia ejemplar de etapas de un procedimiento ejecutable por un sistema de procesamiento de datos para llevar a cabo una evaluación de los límites termomecánicos de las varillas de combustible, y

- 20 la FIGURA 5 es una lista ejemplar de salida de resultados de evaluación varilla a varilla proporcionados en una implementación preferente de la presente invención.

La presente invención puede ser implementada, por ejemplo, por medio de un código de programa FORTRAN de ordenador ejecutado utilizando ordenadores Digital Equipment Corp. Alpha que ejecutan el sistema operativo Open VMS. Como se implementa en un programa de ordenador para ser ejecutado en un ordenador, la presente invención determina historiales de potencia reales de cada varilla de combustible en el núcleo del reactor utilizando datos empíricos adquiridos de la operación pasada del reactor y evalúa la presión interna para cada varilla de combustible para un ciclo futuro de combustible. Preferentemente, este procedimiento de evaluación de las varillas se lleva a cabo durante el diseño del ciclo de combustible y el procedimiento de autorización para cada ciclo de operación de un reactor nuclear particular. El procedimiento de evaluación incluye un análisis de presión interno varilla a varilla basado en datos empíricos de niveles reales operativos de salida de potencia de cada varilla de combustible en el núcleo del reactor nuclear. Un programa de ordenador construye historiales individuales de potencia de las varillas de combustible para varilla de combustible nuclear en el núcleo del reactor nuclear en base a información adquirida durante ciclos anteriores de combustible y una operación prevista del reactor en un ciclo futuro de combustible. Utilizando los historiales de potencia construidos para cada varilla de combustible, entonces el programa calcula límites térmicos y mecánicos de sobrepotencia y la máxima presión interna para cada varilla en el ciclo futuro de combustible. Se demuestra la adecuación de la autorización al confirmar que la máxima presión interna calculada para el ciclo futuro de combustible es menor que la presión crítica con una confianza estadística ordenada por la agencia reguladora y que los esfuerzos máximos térmico y mecánico de sobrepotencia de las varillas de combustible se encuentran por debajo de los máximos normativos.

- 40 La FIGURA 1 muestra un gráfico que ilustra un límite envolvente termomecánico ejemplar 10 para evaluar varillas de combustible. La envolvente representa el límite operativo de la máxima potencia lineal generada (MLHGR) para una varilla de combustible como una función de la exposición de las pastillas de combustible.

La FIGURA 2 muestra un diagrama simplificado de bloques de un sistema ejemplar, 100, de procesamiento de datos, contemplado para llevar a cabo la evaluación de límites termomecánicos de varillas de combustibles para cada varilla en un núcleo del reactor nuclear según el procedimiento de la presente invención. Esencialmente, el sistema 100 incluye una CPU 101, una memoria 102 de almacenamiento, y dispositivos 103 de I/O de interfaz de usuario y opcionalmente uno o más medios 104 de visualización. La memoria 102 de almacenamiento incluye una base de datos o ficheros (no mostrados) que contienen, por ejemplo, información del estado inicial de la planta nuclear, resultados de un análisis físico de la red de barras de combustible nuclear, resultados de una simulación tridimensional, datos del tipo/características de las varillas de combustible y un programa para evaluar varillas de combustible según el procedimiento de la presente invención.

La FIGURA 3 muestra una relación matemática útil para calcular una relación de presión interna de una varilla de combustible para producir valores de una relación de presiones que se cree que son fiables con un grado de confianza del 95%. El valor de la relación de presiones obtenido utilizando esta ecuación está basado en la relación entre una presión interna nominal máxima, $P_{max,nom}$, y una presión interna crítica nominal, $P_{crit,nom}$, para una varilla de combustible. Se puede determinar la $P_{max,nom}$ al llevar a cabo un análisis convencional de tipo T-M de una varilla de combustible, por ejemplo, tal como el producido por el *software* de rendimiento GESTR de GE.

La FIGURA 4 muestra un diagrama de flujo de programa funcional de un programa de evaluación de las varillas de combustible. Cada bloque del diagrama contiene una explicación concisa de una etapa funcional llevada a cabo, por ejemplo, por un programa de ordenador que opera en un sistema de ordenador con un único procesador o con múltiples procesadores con el fin de evaluar los límites termomecánicos para todas las varillas de combustible en un núcleo del reactor nuclear. Una persona con un nivel normal de dominio de la técnica apreciará que las etapas funcionales ilustradas de la Figura 4, aunque se explica con mayor detalle a continuación, esencialmente se explican por sí solas y se puede implementar en un ordenador convencional utilizando técnicas convencionales de programación y herramientas de programación bien conocidas en la técnica.

Como se ilustra por medio del diagrama de flujo funcional de la Figura 4, el procedimiento de la presente invención implica esencialmente examinar todas las varillas de combustible en cada haz de combustible en un núcleo del reactor nuclear varilla a varilla para determinar los datos de presión interna para cada varilla de combustible y luego utilizar esa información para establecer criterios operativos limitantes apropiados para el reactor. En primer lugar, se construyen "historiales" de potencia de las varillas de combustible en base a datos de operación procedentes de los ordenadores de proceso del reactor y a datos proporcionados desde ficheros de datos ensamblados de antemano (por ejemplo, ficheros 304 de simulación 3D del reactor, ficheros 306 de análisis físicos de la red de barras de combustible nuclear del reactor y ficheros 312 de análisis T-M). La información específica del reactor proporcionada por estos ficheros de datos puede ser adquirida con anterioridad y almacenada digitalmente mediante medios convencionales utilizando procedimientos estándar y procedimientos bien conocidos en la industria nuclear. Entonces, se utilizan los historiales de potencia de las varillas de combustible para llevar a cabo un análisis T-M para cada varilla individualmente.

Con referencia al diagrama 300 de flujo de programa de la Figura 4, se construyen en primer lugar "historiales" del haz de combustible, bloque 302, utilizando datos "históricos" del ciclo de combustible almacenados en un conjunto de ficheros almacenados 304 de entrada (por ejemplo, los ficheros PANAEA CEDAR de GE). Se producen estos datos históricos de ciclo de combustible como resultado de realizar simulaciones tridimensionales del reactor para condiciones operativas que abarcan ciclos anteriores de combustible (por ejemplo, del ciclo n-3 al ciclo n-1) y las condiciones operativas previstas para el ciclo futuro (ciclo n). En ese momento, se pueden introducir otros parámetros operativos específicos del reactor relevantes para construir historiales del haz de combustible como datos 301 de usuario. Los historiales de los haces construidos de esta manera pueden comprender, por ejemplo, la potencia axial (P) de las varillas de combustible, datos de exposición (Exp) de las varillas de combustible, historial (UH) de densidad del agua y datos de la fracción de control (CF).

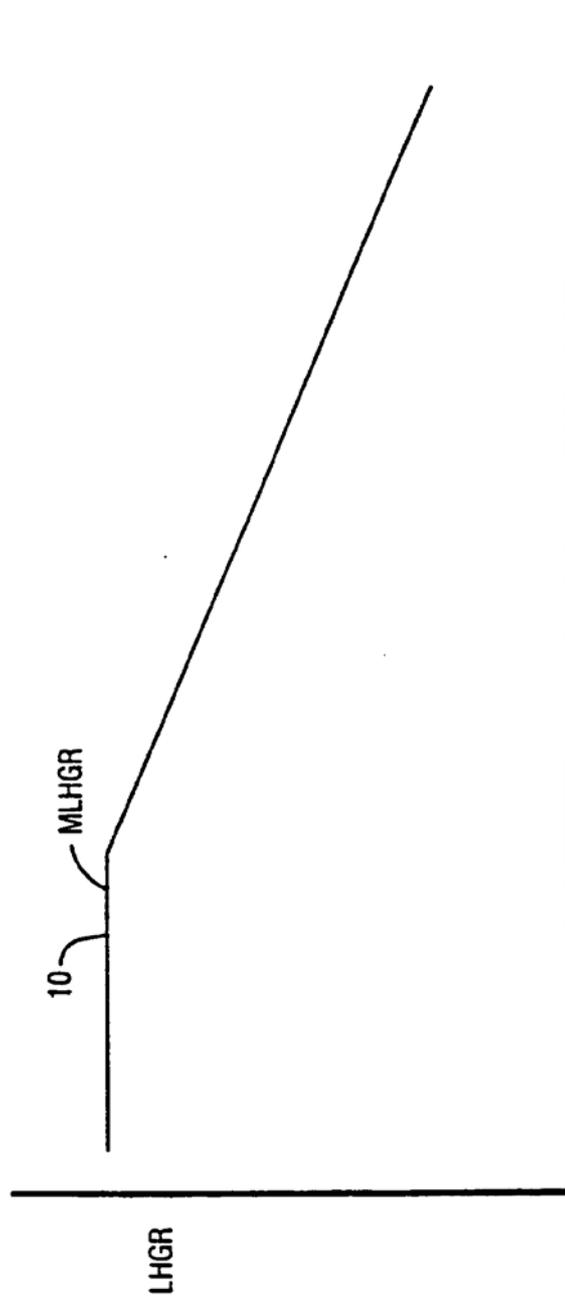
A continuación, en el bloque 308, se desarrollan historiales de potencia de las varillas de combustible individuales utilizando los datos de historial construidos del haz de combustible y los datos obtenidos a partir de un segundo conjunto de ficheros 306 de entrada (que contienen datos de análisis de la red de barras de combustible nuclear del reactor (por ejemplo, ficheros TGBLA de GE)). A continuación, en el bloque 310, se construyen ficheros de entrada de un análisis T-M para ejecutar casos de análisis T-M utilizando un tercer conjunto de ficheros 312 de entrada que contiene datos específicos de las varillas de combustible (por ejemplo, ficheros GSTRM de GE). A continuación, en el bloque 314, se ejecutan los casos de análisis T-M para cada varilla y se producen ficheros de salida. Finalmente, en el bloque 316, se procesan los ficheros T-M de salida para proporcionar resultados de salida, bloque 318, para cada varilla de combustible para imprimir o representar visualmente y luego se examina un siguiente haz de combustible. Los resultados 318 de salida incluyen al menos datos de presión máxima y de exposición para tal varilla y pueden incluir, además, otra información relevante tal como:

- presión/exposición de fin de vida,
- máxima exp./modo,
- máximo enriquecimiento/GAD.

Este procedimiento continúa hasta que son evaluados todos los haces en el núcleo. La Figura 5 muestra una lista ejemplar de resultados de salida varilla a varilla proporcionados en la implementación preferente de la presente invención.

REIVINDICACIONES

1. Un procedimiento para operar un reactor nuclear; comprendiendo el procedimiento las etapas de:
 - 5 a) construir historiales individuales (308) de potencia de las varillas de combustible para cada varilla de combustible nuclear en el núcleo del reactor nuclear en base a datos empíricos de niveles reales de salida de potencia operativa adquiridos durante anteriores ciclos de combustible y la operación prevista del reactor en un ciclo futuro de combustible;
 - b) calcular datos (314) de presión interna para cada varilla de combustible para un ciclo futuro de combustible en base a historiales de potencia construidos en la etapa a);
 - 10 c) identificar la varilla (316) de combustible que tiene la presión interna máxima;
 - d) establecer un límite termomecánico operativo (318) en base al historial de potencia de la o las varillas identificadas de combustible; y
 - e) operar el reactor nuclear en un límite de potencia inferior al límite termomecánico operativo establecido.
- 15 2. El procedimiento de la reivindicación 1, en el que la etapa (b) incluye calcular límites térmicos y mecánicos de sobrepotencia para las varillas de combustible en el núcleo.
3. El procedimiento de la reivindicación 1, en el que se repiten las etapas (b) a (d) para cada ciclo de combustible.
4. El procedimiento de la reivindicación 1, que comprende, además, las etapas de:
 - 20 f) identificar una presión interna máxima de las varillas de combustible para el ciclo futuro de combustible en base a los datos de presión interna de las varillas de combustible calculados en la etapa (b); y
 - g) confirmar que el máximo identificado es inferior a los criterios fundamentales establecidos por el organismo autorizador oportuno.



Exposición de las pastillas

Fig. 1

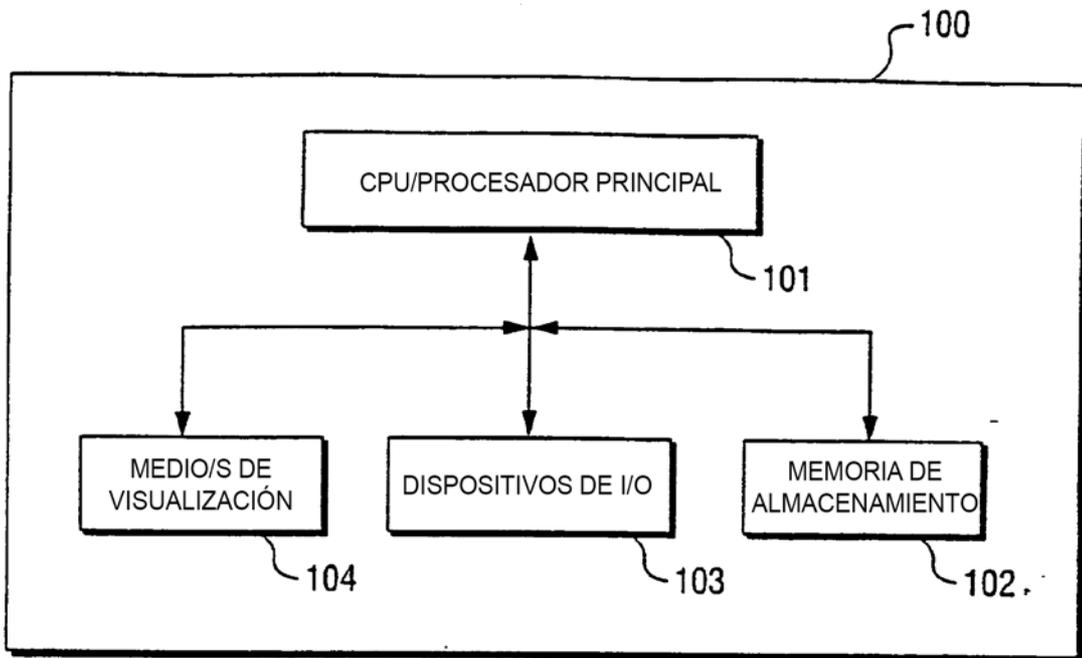


Fig. 2

$$\text{Relación de presiones (confianza del 95\%)} = \frac{P_{\max, \text{nom}}}{P_{\text{crit}, \text{nom}} - 1,645 \sqrt{\sigma_{\rho \text{crit}}^2 + \sigma_{\rho \text{max}}^2}}$$

- $P_{\max, \text{nom}}$ = Presión nominal máxima del análisis T-M
- $P_{\text{crit}, \text{nom}}$ = 22,2 MPa
- $\sigma_{\rho \text{crit}}$ = 7,4 MPa
- $\sigma_{\rho \text{max}}$ = 2,8 MPa

Fig. 3

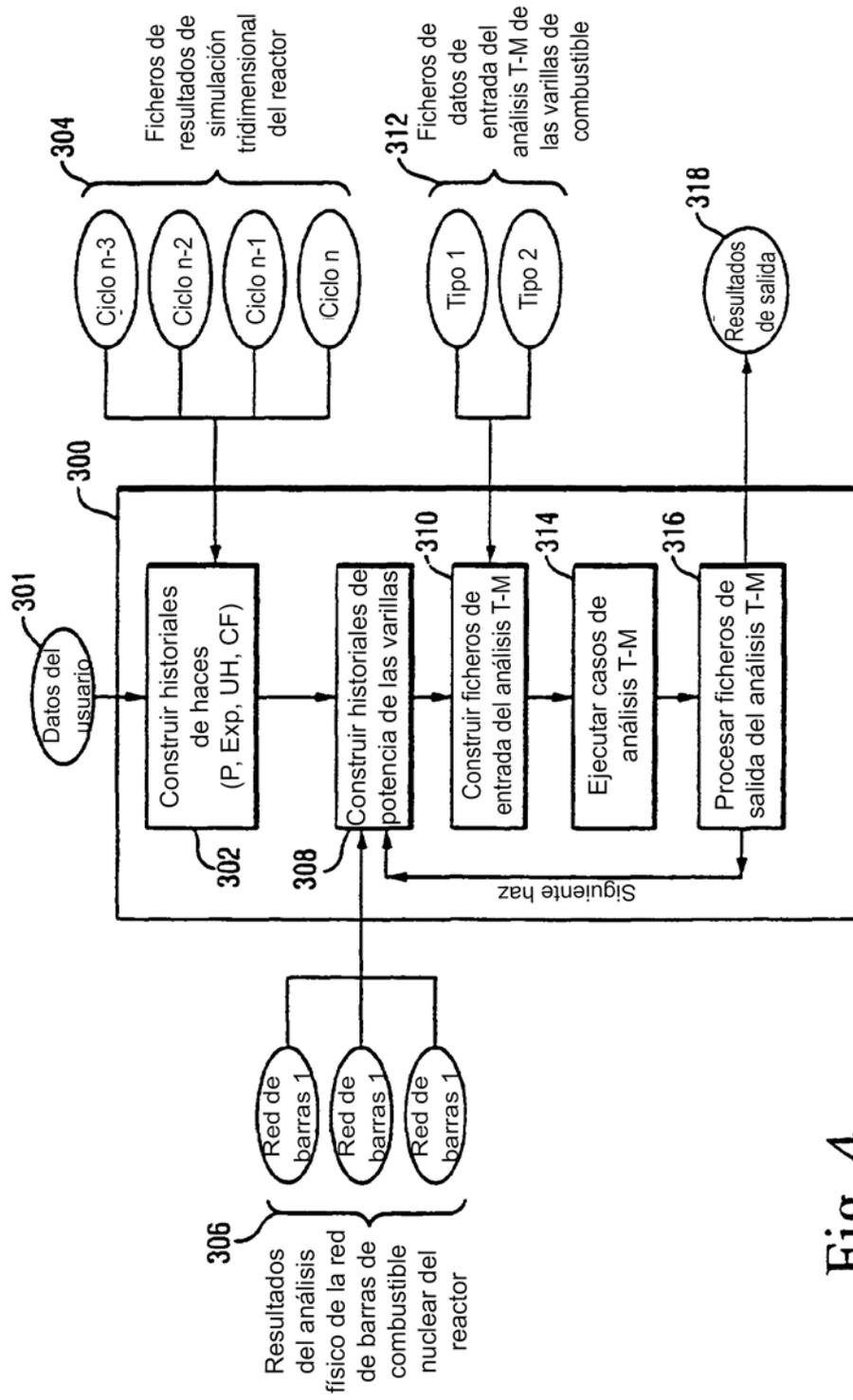


Fig. 4

ES 2 388 600 T3

HAZ		VARILLA		MÁXIMA		A LA PRES. MÁXIMA		FIN DE VIDA		MÁXIMA	
ID	TIPO	UBI.	TIPO	ENR.	GAD	PRES.	EXPO.	PRES.	EXPO.	EXP.	EN EL NODO
GE3001	3	(01,01)	REG	2,80	0,0	583.	53,81	583.	53,81	66,36	9
GE3001	3	(02,01)	REG	3,60	0,0	605.	53,80	605.	53,80	66,01	8
GE3001	3	(01,02)	REG	3,60	0,0	605.	53,80	605.	53,80	66,01	8
GE3001	3	(03,01)	REG	4,40	0,0	683.	55,59	683.	55,59	68,17	8
GE3001	3	(01,03)	REG	4,40	0,0	683.	55,59	683.	55,59	68,17	8
GE3001	3	(04,01)	REG	4,40	0,0	650.	54,18	650.	54,18	66,60	7
GE3001	3	(01,04)	REG	4,40	0,0	650.	54,18	650.	54,18	66,60	7
GE3001	3	(05,01)	REG	4,40	0,0	624.	53,61	624.	53,61	66,11	7
GE3001	3	(01,05)	REG	4,40	0,0	624.	53,61	624.	53,61	66,11	7
GE3001	3	(06,01)	REG	4,40	0,0	636.	53,90	636.	53,90	66,41	7
GE3001	3	(01,06)	REG	4,40	0,0	636.	53,90	636.	53,90	66,41	7
GE3001	3	(07,01)	REG	4,40	0,0	664.	54,88	664.	54,88	67,30	7
GE3001	3	(01,07)	REG	4,40	0,0	664.	54,88	664.	54,88	67,30	7
GE3001	3	(08,01)	REG	4,40	0,0	702.	56,43	702.	56,43	69,04	8
GE3001	3	(01,08)	REG	4,40	0,0	702.	56,43	702.	56,43	69,04	8
GE3001	3	(09,01)	REG	3,60	0,0	615.	54,64	615.	54,64	66,87	8
Gc3001	3	(01,09)	REG	3,60	0,0	615.	54,64	615.	54,64	66,87	8
GE3001	3	(10,01)	REG	2,80	0,0	589.	54,55	589.	54,55	67,17	9
GE3001	3	(01,10)	REG	2,80	0,0	589.	54,55	589.	54,55	67,17	9
GE3001	3	(02,02)	PAR	4,40	0,0	493.	57,22	493.	57,22	63,81	7
GE3001	3	(03,02)	GAD	4,90	7,0	751.	50,85	751.	50,85	63,77	6
GE3001	3	(02,03)	GAD	4,90	7,0	751.	50,85	751.	50,85	63,77	6
GE3001	3	(04,02)	PAR	4,90	0,0	474.	55,05	474.	55,05	61,80	6
GE3001	3	(02,04)	PAR	4,90	0,0	474.	55,05	474.	55,05	61,80	6
GE3001	3	(05,02)	REG	4,90	0,0	565.	49,89	565.	49,89	61,74	6
GE3001	3	(02,05)	REG	4,90	0,0	565.	49,89	565.	49,89	61,74	6
GE3001	3	(06,02)	REG	4,40	0,0	540.	48,15	540.	48,15	59,54	6
:	:	:	:	:	:	:	:	:	:	:	:

Fig. 5