



JUSTIFICANTE DE PRESENTACIÓN ELECTRÓNICA

Este documento es un justificante de la solicitud de protección definitiva de una patente europea concedida que designa España.

Número de envío:	300205415	
Número de solicitud:	E12832800	
Fecha de recepción:	07 septiembre 2016, 13:54 (CEST)	
Oficina receptora:	OEPM Madrid	
Su referencia:	27293	
Solicitante:	Transatomic Power Corporation	
Número de solicitantes:	1	
País:	US	
Título:	Reactor nuclear y método relacionado	
Documentos enviados:	es-ep-request.pdf (2 p.) validation-log.pdf (1 p.) SPEC.pdf (32 p.) OLF-ARCHIVE.zip COVER.pdf (1 p.)	package-data.xml es-ep-request.xml application-body.xml es-ep-fee-sheet.xml validation-log.xml
Enviados por:	CN=ENTIDAD LEHMANN Y FERNANDEZ SL - CIF B28012441 - NOMBRE LEHMANN NOVO ISABEL - NIF 00358620G,OU=703015302,OU=fnmt clase 2 ca,O=FNMT,C=es	
Fecha y hora de recepción:	07 septiembre 2016, 13:54 (CEST)	
Codificación del envío:	43:58:0A:59:2A:D0:B1:D7:BD:29:90:5E:DA:59:8C:C3:04:E5:44:CB	
Validación de tasas:	-Tasa ET04 (909992100200188141188552): Validación de tasas correcta.	

DESCRIPCIÓN

Reactores nucleares y métodos y aparatos relacionados

ANTECEDENTES

Esta descripción se refiere a reactores nucleares y a métodos y aparatos relacionados.

- 5 Una reacción nuclear auto-sostenible en combustible nuclear dentro de un núcleo de reactor puede ser utilizada para generar calor y a su vez energía eléctrica. En reactores típicos de sales fundidas (a veces llamados MSR), el combustible nuclear está disuelto en una sal fundida. En algún MSR propuesto, el combustible nuclear incluiría actínicos recuperados del combustible nuclear gastado (a veces llamado SNF o simplemente combustible gastado) de otros reactores.

- 10 La patente Suiza N° 596 638 describe un método para la liberación de energía nuclear por micro-explosiones y un reactor nuclear.

RESUMEN

En términos generales, lo que se ha descrito aquí es un método y un aparato de reactor nuclear que utiliza sal fundida y material fisiónable que son típicamente combustible gastado al menos en parte del otro reactor, y un moderador elegido y estructurado para provocar una reacción crítica.

- 15 La presente invención se refiere a un reactor nuclear como se ha expuesto en la reivindicación 1, y a un método como se ha expuesto en la reivindicación 9.

Otras realizaciones se han descrito en las reivindicaciones dependientes.

Otros aspectos, características, implementaciones, y ventajas resultarán evidentes a partir de la descripción siguiente, y a partir de las reivindicaciones.

20 DESCRIPCIÓN

La fig. 1 es un diagrama esquemático.

Las figs. 2, 5, 6, 7, 8, y 9 son vistas en sección de núcleos de reactor.

La fig. 3 es un diagrama esquemático asociado con una simulación.

La fig. 4 es una gráfica de flujo de neutrones.

- 25 La fig. 10 es un diagrama de flujo.

La fig. 11 es una gráfica de secciones transversales.

- 30 Entre otras cosas, implementaciones de lo que se ha descrito aquí son prometedoras para la producción de electricidad de forma segura a un coste relativamente bajo utilizando el combustible nuclear gastado (en algunos casos sin tratamiento adicional) procedente de reactores nucleares existentes y utilizando elementos de tecnología de reactor nuclear que han sido probados o son considerados factibles. El reactor nuclear que se propone utilizar para generar la electricidad lleva al combustible gastado a un estado que es mucho menos problemático desde una perspectiva medio ambiental y de eliminación de residuos – las reacciones nucleares que ocurren en el reactor inducen la fisión en la mayoría de los actínidos que comprende el combustible gastado, reduciendo sus vidas medias radioactivas. Al menos algunas implementaciones de lo que se ha descrito aquí modifican la tecnología de reactor de sales fundidas desarrollada previamente para permitir la utilización de combustible gastado de otros reactores.

- 35 Al menos en algunas de las implementaciones, una característica importante del reactor de sales fundidas modificado es que la mezcla de combustible-sal fundida incluye todo el material que está contenido en el combustible nuclear gastado. Cuando se hace referencia al combustible gastado, SNF, o combustible nuclear gastado, se quiere decir todo el material combustible que se encuentra en un conjunto de combustible gastado a excepción del material de revestimiento, que
- 40 técnicamente no es parte del combustible gastado. En efecto, al menos en alguna de las implementaciones, el núcleo de reactor utiliza todo el combustible gastado sin requerir ninguna separación u otra manipulación.

- 45 También, una característica importante es que una forma de hidruro de zirconio (ZrH_x , donde x puede variar desde 1 a 4) es utilizada como un moderador. En algunos casos, el moderador de hidruro de zirconio es utilizado como parte de los elementos que forman un núcleo de reactor estacionario. En algunos casos, el moderador de hidruro de zirconio es utilizado en elementos de moderador móviles que pueden ser insertados en el núcleo de reactor y retirados del mismo. En algunos casos, el moderador de hidruro de zirconio es utilizado tanto en el núcleo de reactor estacionario como en los elementos de moderador. El hidruro de zirconio puede ser más eficaz que otros moderadores en la producción de neutrones que tienen niveles de energía apropiados para permitir que el combustible gastado, que de otro modo podría

ser incapaz de hacerlo así, resulte crítico dentro del núcleo de reactor. En algunos casos, los elementos de moderador fijos o móviles o ambos pueden ser uno o más hidruros. En algunos casos, los elementos pueden ser uno o más derivados ácidos del deuterio. En algunos casos, los elementos pueden ser una combinación de hidruros o derivados ácidos del deuterio.

- 5 Aunque alguna de las implementaciones que se han descrito aquí contemplan combinaciones de reactores de sal fundida que utilizan el combustible gastado y moderadores muy eficaces tales como hidruro de zirconio, en algunas implementaciones, puede que no sea necesario incluir todas estas características juntas en una sola instalación.

10 La fig. 1 es un diagrama esquemático de una central de reactor nuclear 100 ejemplar que incluye un núcleo 106 de reactor nuclear en un bucle principal 102. Una mezcla 103 de combustible-sal fundida (líquida) es hecha circular 105 de forma continua dentro del bucle principal 102, incluyendo a través del núcleo de reactor 106. El bucle principal es cargado con suficiente mezcla de combustible-sal para llenar el bucle, incluyendo el núcleo de reactor. La parte de la mezcla de combustible-sal que está en el núcleo de reactor en un momento dado está en una configuración crítica, generando calor. (Combustible que ha salido del núcleo de reactor y está en el resto del bucle no está en una configuración crítica). Mientras la mezcla de combustible-sal está en esta configuración crítica en el núcleo de reactor, neutrones inducen la fisión en los actínidos, generando calor, y convirtiendo los actínidos en productos de fisión.

15 La sal (a veces se utiliza la simple palabra sal de forma intercambiable con mezcla de combustible-sal o combustible) se desplaza a través del bucle principal a un caudal de masa rápido – en algunas implementaciones; este caudal es aproximadamente de 800 kilogramos por segundo. En algunas implementaciones, el caudal podría ser superior a 800 kilogramos por segundo o inferior a 800 kilogramos por segundo. La sal es movida rápidamente, debido a que se genera una gran cantidad de calor en la sal por la fisión de actínidos en el núcleo 106 de reactor, y el calor transportado en esta sal caliente debe ser movido rápidamente al intercambiador de calor 112.

20 Debido a que la sal se está desplazando muy rápido, sólo una pequeña fracción de los actínidos son fisionados en el núcleo de reactor durante cada pasada a través del bucle. Los actínidos, sin embargo, pasan muchas veces a través del núcleo de reactor. En algunos casos, después de un valor de 10 años de pasadas a través del núcleo de reactor, por ejemplo, aproximadamente el 30% de una cantidad inicial dada de actínidos puede ser convertida en productos de fisión.

25 Los actínidos disueltos en la mezcla de combustible-sal 103 pueden ser una amplia variedad de actínidos y combinaciones de actínidos y pueden originarse a partir de una amplia variedad de fuentes y combinaciones de fuentes. En algunas implementaciones, por ejemplo, los actínidos pueden ser de un combustible nuclear gastado 139 generado por los reactores nucleares existentes 143. En algunas implementaciones, los actínidos se originan a partir de armas decomisadas 152 e incluyen plutonio y/o uranio. En algunos ejemplos, las fuentes pueden incluir uranio natural 155. En algunos ejemplos, las fuentes pueden incluir uranio empobrecido 159 (que sobra de un proceso de enriquecimiento). En algunos ejemplos, las fuentes pueden incluir combustible fresco 157 (que puede abarcar uranio enriquecido en U-235, o una mezcla de torio fértil y materia fisionable tal como U-233, U-235, Pu-239, o Pu-241). En algunos ejemplos, las fuentes pueden incluir una combinación de cualesquiera dos o más de combustible fresco 157, plutonio o uranio de armas decomisadas 152, uranio natural 155, uranio empobrecido 159, o combustible nuclear gastado 139.

35 La distribución de los niveles de energía de neutrones en el núcleo de reactor afecta la eficacia con la que se produce la fisión de actínido en la mezcla de combustible-sal en el núcleo.

40 Una sección transversal es una medida de la probabilidad de una cierta reacción que ocurre cuando un neutrón interactúa (por ejemplo, colisiona) con un núcleo. Por ejemplo, una sección transversal de absorción mide la probabilidad de que un neutrón sea absorbido por un núcleo de un isótopo particular si es incidente sobre ese núcleo. Cada isótopo tiene un único conjunto de secciones transversales, que varían como una función de una energía cinética de neutrón incidente.

45 La distribución de energías cinéticas en una población de neutrones de un sistema está representada, por un espectro de energía de neutrones. Neutrones producidos durante una reacción de fisión tienen, de media, energías cinéticas iniciales en la región “rápida” del espectro de energía de neutrón. Los neutrones rápidos tienen energías cinéticas mayores que, por ejemplo, 10 keV. Neutrones epitérmicos tienen energías cinéticas entre, por ejemplo, 1 eV y 10 keV. Los neutrones térmicos tienen energías cinéticas de, por ejemplo, aproximadamente 0,025 eV. En el contexto de reactores nucleares, los neutrones térmicos se refieren más ampliamente a aquellos con energías cinéticas por debajo de, por ejemplo, 1 eV.

50 En algunas implementaciones, es deseable para el núcleo de reactor (incluyendo la mezcla de combustible-sal en el núcleo) tener un espectro de energía de neutrón que comprende una gran población de neutrones térmicos, porque en muchos casos los neutrones térmicos inducen la fisión en actínidos más fácilmente de lo que lo hacen los neutrones rápidos. La disminución de la población de neutrones térmicos en el núcleo de reactor reduce la tasa de fisión de actínido en el núcleo de reactor.

55 La elección de sales que han de ser utilizadas para la mezcla de combustible-sal depende, entre otras cosas, del efecto que la sal puede tener sobre los niveles de energía de neutrones dentro de la mezcla.

Varios factores diferentes deben ser tenidos en consideración al elegir una composición de sal para un reactor de sal

fundida. Las consideraciones importantes son: la solubilidad de los núcleos pesados en la sal (generalmente, solubilidades más altas son mejores), la sección transversal de captura de neutrones de los isótopos que comprenden la sal (generalmente, una sección transversal de captura inferior es mejor), y moderar la capacidad de los isótopos que comprenden la sal (generalmente, una capacidad de moderación superior es mejor).

- 5 La solubilidad de nucleído pesado depende de la composición química de la sal (por ejemplo, el fluoruro de litio tiene una solubilidad de nucleído pesado superior que la del fluoruro de potasio). En algunas implementaciones, las composiciones de sal preferidas son aquellas con solubilidades de nucleído pesado superiores. De acuerdo con nuestro análisis, varias composiciones de sal (detalladas en la siguiente sección) tienen solubilidades de nucleído pesado suficientemente altas para permitir que la mezcla de combustible-sal en el núcleo de reactor permanezca crítica. Cómo de alta necesita ser la solubilidad depende del combustible que se está utilizando. En simulaciones basadas en un modelo con diez anillos de $ZrH_{1.6}$ (descritos de forma más detallada más adelante) y utilizando combustible fresco enriquecido al 20% de U-235, el 0,35% de solubilidad de nucleído pesado fue suficiente. Un diseño de reactor nuclear autorregenerable de sal fundida propuesto previamente había planeado utilizar una sal con el 12% de nucleídos pesados. Utilizando todo el vector de actínido de combustible gastado en sistemas descritos aquí, se estima una necesidad de al menos el 20% de solubilidad.
- 10
- 15 Todos los porcentajes están expresados en % molar.

- La sección transversal de captura de neutrones depende de la composición isotópica de una o de más especies particulares en la sal. Li-7 tiene una sección transversal de captura de neutrones menor que Li-6, y es por lo tanto probable que sea un isótopo de litio mejor para la sal de fluoruro de litio, cuando se está utilizando una sal de fluoruro de litio). Se espera que las sales de cloruro sean, en general, menos útiles que las sales de fluoruro porque el cloro se compone principalmente de Cl-35, que tiene una sección transversal de captura de neutrones alta. Como se ha explicado en las secciones subsiguientes, en las sales que han sido consideradas para utilizar, el otro componente podría incluir ventajosamente elementos más ligeros tales como litio, que tiene una capacidad de moderación mayor que los elementos más pesados tales como el cloro.
- 20

- En algunas implementaciones, la mezcla de combustible-sal 103 comprende una sal de halogenuro fundida (por ejemplo, $LiF-(Nucleído\ Pesado)F_x$). En las fórmulas químicas precedentes y subsiguientes, un nucleído pesado puede ser, por ejemplo, un lantánido, o puede ser un actínido, o puede ser alguna combinación de los dos. Hay al menos tres clases generales de sales de halogenuro que pueden ser utilizadas en reactores de sal fundida: pueden utilizarse sales de cloruro, pueden utilizarse sales de fluoruro, y pueden utilizarse sales de yoduro, o puede utilizarse una combinación de cualesquiera dos o más de ellas. En algunas implementaciones, puede haber ventajas al utilizar sales de fluoruro en el sistema de reactor nuclear 100. (Como se ha mencionado anteriormente, por ejemplo, el isótopo Cl-35, que tiene una abundancia natural del 75,55% en sales de cloruro que se producen de forma natural, tiene una sección transversal de absorción de neutrones térmicos alta. Una sal de cloruro, por el contrario, reduce por lo tanto el número de neutrones térmicos en el espectro de energía de neutrón del núcleo de reactor).
- 25
- 30

- Las composiciones de sales adecuadas pueden incluir cada uno de los siguientes tomados de forma individual, y combinaciones de cualesquiera dos o más de ellos: $LiF-(Nucleído\ Pesado)F_x$, $NaF-BeF_2-(Nucleído\ Pesado)F_x$, $LiF-NaF-(Nucleído\ Pesado)F_x$, $NaF-KF-(Nucleído\ Pesado)F_x$, y $NaF-RbF-(Nucleído\ Pesado)F_x$. Las composiciones ejemplares que utilizan estas especies pueden incluir cada uno de los siguientes o combinaciones de cualesquiera dos o más de ellos: 8,5% molar(Nucleído Pesado) F_x -34% molarNaF-57,5% molarBeF₂, 12% molar(Nucleído Pesado) F_x -76% molarNaF-12% molarBeF₂, 15% molar(Nucleído Pesado) F_x -25% molarNaF-60% molarBeF₂, 22% molar(Nucleído Pesado) F_x -33% molarLiF-45% molarNaF, 22% molar(Nucleído Pesado) F_x -78% molarLiF, 25% molar(Nucleído Pesado) F_x -48,2% molarNaF-26,8% molarKF, 27% molar(Nucleído Pesado) F_x -53% molarNaF-20% molarRbF, 27,5% molar(Nucleído Pesado) F_x -46,5% molarNaF-26% molarKF, y 30% molar(Nucleído Pesado) F_x -50% molarNaF-20% molarKF.
- 35
- 40

- Aunque una sal con una solubilidad de nucleído pesado alta es útil, también deben tenerse en cuenta consideraciones distintas a la solubilidad de nucleído pesado. La composición con el porcentaje molar más elevado de (Nucleído Pesado) F_x no es necesariamente la más deseable. Por ejemplo, 30% molar(Nucleído Pesado) F_x -50% molarNaF-20% molarKF tiene una concentración de nucleído pesado superior que 22% molar(Nucleído Pesado) F_x -78% molarLiF, pero el 22% molar(Nucleído Pesado) F_x -78% molarLiF puede ser mejor porque el litio en la segunda sal tiene una capacidad de moderación mayor que el sodio o el potasio en la primera sal. Elementos más ligeros tales como el litio tienen una capacidad de moderación mayor que elementos más pesados tales como el sodio. En algunas implementaciones, una mezcla de combustible-sal 103 comprende una sal de fluoruro de litio que contiene nucleídos pesados disueltos ($LiF(Nucleído\ Pesado)F_x$). En algunas implementaciones, una mezcla de $LiF-(Nucleído\ Pesado)F_x$ puede contener hasta, por ejemplo, 22% molar (Nucleído Pesado) F_x . El litio es un elemento muy ligero y su capacidad de moderación puede hacerle ventajoso neutrónicamente para un reactor de espectro térmico. Li-7, en particular, tiene propiedades neutrónicas deseables. Li-6 tiene una sección transversal de absorción de neutrones térmicos significativamente más alta (941 barns; 1 barn = 10^{-24} m²) que Li-7 (0,045 barns). La absorción de neutrones por el litio disminuye la radiactividad del reactor porque los neutrones absorbidos por el litio no están disponibles para separar actínidos. Como tal, en algunas implementaciones, el litio en la sal puede ser enriquecido de modo que tenga una alta fracción de Li-7, lo que reduce la tendencia de la mezcla de combustible-sal de absorber neutrones térmicos.
- 45
- 50
- 55

- En algunas implementaciones, se puede añadir berilio a la sales de halogenuro fundidas para bajar las temperaturas de fusión de las sales. En algunas implementaciones, la mezcla de combustible-sal 103 comprende una sal de fluoruro de
- 60

litio de berilio que contiene núcleos pesados disueltos ($\text{LiF-Bef}_2\text{-(Núcleo Pesado)}\text{F}_x$). La presencia de berilio en la mezcla de combustible-sal puede, sin embargo, reducir la eficacia del enriquecimiento de Li-7, porque Li-6 es producido en reacciones (n, α) con Be-9. Por lo tanto, en algunas implementaciones, no se añade berilio a la sal fundida. En algunas implementaciones, se añade una cantidad reducida de berilio.

Además, añadir berilio puede disminuir la solubilidad de actínidos en la sal. Debido a que hay menos material fisionable por kilogramo de combustible nuclear gastado que de combustible fresco, puede requerirse una concentración de actínidos superior para hacer que el sistema de reactor nuclear 101 resulte crítico. Retirar completamente el BeF_2 de la sal puede aumentar la solubilidad de actínidos de la sal desde el 12,3% al 22%, suficiente para permitir que la mezcla de combustible-sal alcance la criticidad sin procesar primero el combustible nuclear gastado para aumentar la relación fisionable a fértil (por ejemplo, retirando el uranio). En algunas implementaciones, el aumento resultante en solubilidad de actínidos permite a la central de reactor nuclear 100 utilizar el vector de combustible nuclear gastado completo como combustible. En algunas implementaciones, también se puede utilizar una mezcla de combustible nuclear gastado, o partes de ello, combinada con otros elementos de combustible.

Durante el funcionamiento, la mezcla de combustible-sal 103 llena el núcleo 106 de reactor. Algunos de los neutrones libres procedentes de reacciones de fisión en el núcleo 106 de reactor pueden inducir la fisión en otros átomos de combustible en el núcleo 106 de reactor, y otros neutrones procedentes de la reacción de fisión pueden ser absorbidos por átomos que no son de combustibles o que se han escapado del núcleo 106 de reactor. La mezcla de combustible-sal en el núcleo de reactor puede estar en un estado crítico o auto-sostenible cuando el número de neutrones que se producen en el núcleo 106 de reactor es igual o sustancialmente igual al número de neutrones que se pierden (por ejemplo, a través de la fisión, la absorción o el transporte fuera del sistema (por ejemplo, "fuga")). Cuando se está en un estado crítico, la reacción nuclear es auto-sostenible.

En algunos casos, si la mezcla de combustible-sal en el núcleo de reactor está en un estado crítico se determina principalmente por tres factores: las propiedades nucleares de la mezcla de combustible-sal, las propiedades de los materiales utilizados para fabricar el núcleo 106 de reactor, y la disposición geométrica de la mezcla de combustible-sal y de los otros materiales en el núcleo de reactor. La combinación de estos tres factores determina principalmente la distribución de neutrones en el espacio y la energía a lo largo del núcleo 106 de reactor y, de este modo, la tasa de las reacciones que se producen en el núcleo 106 de reactor. El núcleo 106 de reactor puede ser diseñado para mantener la mezcla de combustible-sal en el núcleo de reactor en un estado crítico disponiendo la mezcla, la disposición geométrica, y los materiales de modo que la tasa de producción de neutrones es igual exacta o aproximadamente a la tasa de pérdida de neutrones.

Generalmente, U-235 y Pu-239 tienen una sección transversal de fisión mayor en la región de energía de neutrón térmico que la que tienen en la región de energía de neutrón rápido, es decir, estos núcleos son fisionados más fácilmente por los neutrones térmicos que por los neutrones rápidos.

La captura de neutrones es otra reacción nuclear posible y puede ocurrir entre U-238 y un neutrón. En una reacción de captura de neutrones, el núcleo absorbe un neutrón que es incidente sobre él, pero no vuelve a emitir ese neutrón o sufre una fisión.

En algunos casos, las energías de neutrón más eficaces para transmutar U-238 a Pu-239 están en la región epidérmica. Pu-239, un isótopo fisionable, es producido cuando U-238 captura un neutrón para convertirse en U-239, cuyo beta decae a Np-239, cuyo beta decae a Pu-239. El rango de energía óptima para la conversión de U-238 a U-239 (y eventualmente a Pu-239) se determina por las secciones transversales de U-238. En la fig. 11, la sección transversal de fisión de U-238 1102 es inferior a la sección transversal de captura 1104 para todas las energías por debajo de aproximadamente 1 MeV, lo que significa que un neutrón con una energía cinética por debajo de 1 MeV tiene una mayor probabilidad de ser capturado por U-238 que hacer que U-238 fisione. La probabilidad de capturar un neutrón en relación con la probabilidad de fisionarse (la distancia vertical entre los dos puntos) es mayor en el rango de aproximadamente 5 eV a 10 KeV. Este es un buen rango para la conversión de U-238 a Pu-239. Los espectros de neutrones térmico y epidérmico necesarios para algunas implementaciones pueden ser conseguidos introduciendo materiales de moderación. En algunas implementaciones, los materiales de moderación pueden, por ejemplo, ser introducidos en los elementos de núcleo de reactor. En algunas implementaciones, los materiales de moderación pueden ser insertados en el núcleo 106 de reactor y retirados del mismo. En algunas implementaciones, se puede utilizar una combinación de los dos. En algunas implementaciones, los elementos de moderación desplazan los espectros de neutrones a características más útiles, reduciendo, por ejemplo, las energías de neutrones en la mezcla de combustible-sal. La eficacia de moderación, η_{mod} , de un material es definida como la reducción logarítmica media de energía de neutrón por colisión, ξ , multiplicada por la sección transversal de dispersión macroscópica Σ_s dividida por la sección transversal de absorción macroscópica Σ_a , como se presenta en las ecuaciones 1.1 y 1.2.

$$\xi = \ln \frac{E_0}{E} = 1 + \frac{(A-1)^2}{2A} \ln \left(\frac{A-1}{A+1} \right) \quad [1.1]$$

$$\eta_{mod} = \frac{\xi \Sigma_s}{\Sigma_a} \quad [1.2]$$

En la ecuación 1.1, E_0 es la energía cinética del neutrón antes de la colisión con el núcleo, E es la energía cinética del neutrón después de la colisión con el núcleo, y A es la masa atómica del núcleo.

Como se ha indicado por la ecuación 1.1, los neutrones pierden típicamente una fracción menor de su energía cinética cuando se dispersan fuera de núcleos con una masa atómica mayor. A la inversa, los neutrones pierden típicamente una fracción más grande de su energía cinética cuando se dispersan fuera de núcleos con una masa atómica menor (por ejemplo, carbono, hidrógeno, litio). Una masa atómica baja de los núcleos significa que un neutrón necesita someterse a menos colisiones con el moderador para disminuir la velocidad a una energía particular.

Cada vez que un neutrón colisiona con un núcleo, hay una probabilidad finita de que el neutrón sea capturado por ese núcleo. Típicamente, la captura de neutrones en un material no combustible como un moderador debería ser minimizada porque no puede dar como resultado una fisión. Para reducir la captura de neutrones, un moderador con una eficacia de moderación superior debería ser uno que tiene una sección transversal de captura baja y una masa atómica baja. Una sección transversal de captura baja significa que, para cada colisión con el moderador, hay una probabilidad baja de que el neutrón sea capturado.

Los núcleos de reactor de algunos sistemas de reactor nuclear utilizan grafito como un moderador. En algunas implementaciones, el núcleo 106 de reactor utiliza un material moderador que tiene una eficacia de moderación superior que la que tiene el grafito solo.

En algunas implementaciones, una forma de hidruro de zirconio (por ejemplo, $ZrH_{1.6}$) puede ser utilizada como un moderador en el núcleo 106 de reactor en lugar de, o en algunas implementaciones además de, grafito. $ZrH_{1.6}$ es una forma cristalina de hidruro de zirconio, con una simetría cúbica de cara centrada. Hay otras fases de hidruro de zirconio (ZrH_x , donde x puede variar de 1 a 4) y las propiedades físicas del hidruro de zirconio varían entre las otras fases. En algunas implementaciones, el moderador de hidruro de zirconio podría tener la forma de un único cristal sólido. En algunas implementaciones, podría ser utilizada una forma pulverizada de hidruro de zirconio, que comprende cristales menores. En algunas implementaciones, podrían formarse cristales menores en formas sólidas (utilizando, por ejemplo, una o cualquier combinación de los siguientes procesos: sinterizar los cristales, aglutinar los cristales juntos utilizando un aglutinante tal como alquitrán de carbón, o cualquier otro proceso adecuado).

El hidruro de zirconio tiene una capacidad de moderación mayor que el grafito porque tiene una densidad elevada de núcleos de hidrógeno. Los núcleos de hidrógeno en hidruro de zirconio son aproximadamente 12 veces más ligeros que los núcleos de carbono en grafito. De acuerdo con la ecuación 1.1, un neutrón requiere típicamente menos colisiones con hidruro de zirconio para alcanzar energías térmicas que cuando lo hace con grafito. En algunas implementaciones, utilizar hidruro de zirconio en vez de sólo grafito en el núcleo 106 de reactor puede aumentar el número de neutrones en los rangos de energía epidérmica y térmica.

La utilización de hidruro de zirconio como un moderador también proporciona el beneficio de aumentar la tasa a la que U-238 es transmutado a Pu-239. Este aumento puede permitir al sistema de reactor nuclear 101 funcionar como un denominado reactor de convertidor produciendo Pu-239 fisionable a la misma o sustancialmente la misma tasa a la que se consumen los actínidos fisibles o fisionables. Aunque los actínidos menores – por ejemplo, elementos actínidos diferentes del uranio o del plutonio – son fisionados más fácilmente con neutrones rápidos, pueden aun ser fisionados en tales implementaciones utilizando el espectro de neutrones que estarían presentes en el núcleo 106 de reactor.

Otros tipos de moderadores individualmente y en combinación pueden ser utilizados como un moderador en el núcleo 106 de reactor estacionario, o en los elementos de moderación móviles, o en ambos. Por ejemplo, se pueden utilizar cualesquiera combinaciones adecuadas de dos o más de entre grafito, hidruro de zirconio, derivado ácido del deuterio de zirconio, u otros materiales moderadores.

En algunas implementaciones, el material moderador tiene una alta densidad de núcleos atómicos ligeros (por ejemplo, hidrógeno, deuterio, litio, etc., individualmente o en cualesquiera combinaciones de dos o más de ellos). La concentración de hidrógeno en ZrH es de 1,6 átomos de hidrógeno por átomo de zirconio. Se pueden utilizar materiales adicionales o de otro tipo, o combinaciones de ellos, con densidades de hidrógeno similares o superiores como un material moderador. Otros materiales moderadores pueden incluir cualquiera de los siguientes individualmente o en cualquier combinación: otros hidruros metálicos, derivados ácidos del deuterio metálicos, y materiales de masa atómica baja en forma sólida (por ejemplo, litio sólido). En algunas implementaciones, el derivado ácido del deuterio de zirconio puede ser más eficaz que el hidruro de zirconio porque el deuterio tiene una sección transversal de absorción de neutrones mucho menor que el hidrógeno. Específicamente, nuestras simulaciones por ordenador muestran los siguientes materiales como moderadores eficaces en nuestro diseño de núcleo de reactor: hidruro de zirconio ($ZrH_{1.6}$ y ZrH_2), hidruro de itrio(II) (YH_2) hidruro de itrio(III) (YH_3), e hidruro de litio (LiH). Esos materiales podrían ser utilizados individualmente o en cualquier combinación de dos o más de ellos.

En algunas implementaciones, el nivel de reactividad en el núcleo 106 de reactor puede ser controlado utilizando uno o más elementos de moderación móviles, por ejemplo barras moderadoras. Los elementos de moderación pueden alterar el espectro de neutrones térmicos o epidérmicos al ser insertados en el núcleo 106 de reactor o retirados del mismo. En algunas implementaciones, estos materiales de moderación pueden tener la forma de barras, bloques, placas, u otras

configuraciones, utilizados individualmente o en cualquier combinación.

Las barras de moderación pueden estar hechas de hidruro de zirconio, derivado ácido del deuterio de zirconio, grafito, utilizados individualmente, o cualquier otro material adecuado o combinación de materiales. Las barras pueden ser de una amplia variedad de formas, tamaños, y configuraciones, y pueden tener una amplia variedad de aproximaciones para su inserción en el núcleo de reactor o su retirada del mismo.

En el contexto de control de reactividad, en algunas implementaciones, una barra de moderación puede significar un elemento hecho de material de moderación que puede ser insertado o retirado del núcleo de reactor. En algunas implementaciones, las barras moderadoras pueden ser móviles con relación al recipiente de núcleo 106 de reactor de modo que las barras moderadoras pueden ser retiradas total o parcialmente del núcleo 106 de reactor. En algunos ejemplos, el sistema de reactor nuclear 101 es subcrítico cuando las barras moderadoras son parcial o totalmente retiradas del núcleo 106 de reactor. La reactividad es aumentada insertando parcial o totalmente barras moderadoras hasta que el reactor resulta crítico. El reactor se puede apagar retirando las barras moderadoras.

En algunas implementaciones, la utilización de hidruro de zirconio (y posiblemente otro hidruros y derivados ácidos del deuterio) como un material moderador puede permitir que el sistema de reactor nuclear 101 funcione completamente sobre combustible nuclear gastado. En algunas implementaciones, la utilización de tales materiales puede permitir que el sistema de reactor nuclear 101 funcione parcialmente sobre combustible nuclear gastado. En algunas implementaciones, el hidruro de zirconio podría ser utilizado para hacer más eficaz, por ejemplo, un reactor de sal fundida de torio. En algunas implementaciones, la utilización de hidruro de zirconio podría hacer un reactor de sal fundida de torio más eficaz neutrónicamente porque la eficacia de moderación del hidruro de zirconio es mayor que la del grafito. La utilización de hidruro de zirconio en un reactor de torio – un reactor que transmuta torio a U-233 fisionable – podría reducir la cantidad requerida de combustible, podría mejorar la utilización de combustible, podría reducir el tamaño requerido del núcleo de reactor, o podría conseguir una combinación de ellos.

En algunas implementaciones, es deseable rodear el material de moderación con un material que es más resistente a la corrosión química de lo que lo es el material de moderación, por ejemplo, utilizando bien grafito o bien un compuesto de carburo de silicio (o una combinación de ellos) revestido sobre una barra moderadora de hidruro de zirconio. Incluir tal revestimiento reduce la probabilidad de degradación inducida por corrosión del material de moderación. En distintas implementaciones, el material de revestimiento puede tener una sección transversal de absorción de neutrones baja, puede ser un moderador de neutrones, o puede tener una combinación de estas y otras propiedades. En algunos ejemplos, el revestimiento puede estar previsto sobre partes del núcleo de reactor. En algunos ejemplos, el revestimiento puede estar previsto sobre partes de las barras moderadoras. En algunos ejemplos, el revestimiento puede estar previsto sobre ambas.

En algunas implementaciones, puede ocurrir un incremento o una contracción diferencial de materiales que comprende el núcleo 106 de reactor. Por ejemplo, hidruro de zirconio, grafito, u otros materiales moderadores en el núcleo 106 de reactor serán sometidos a grandes flujos de neutrones, lo que puede conducir a un incremento o contracción volumétricos. En casos en los que tanto el grafito como el hidruro de zirconio son utilizados en el núcleo 106 de reactor, el grafito y el hidruro de zirconio podrían experimentar cantidades significativamente diferentes de incremento o de contracción. En algunas implementaciones, pueden preverse espacios en las interfaces del grafito y del hidruro de zirconio para impedir (o reducir la tendencia de) tal incremento o contracción a partir del cracking del revestimiento de grafito y de la exposición del hidruro de zirconio directamente a la mezcla de combustible-sal.

En algunas implementaciones, el núcleo 106 de reactor puede ser diseñado con espacios en las interfaces entre diferentes tipos de materiales, por ejemplo, para protegerlos contra los daños causados por el incremento o contracción diferencial. En algunas implementaciones, los espacios podrían ser llenados con un gas inerte, por ejemplo, helio, para reducir las interacciones químicas entre los materiales.

Alternativa o adicionalmente a los elementos de moderación móviles, las barras de control móviles pueden ser utilizadas en el núcleo 106 de reactor en algunos casos. Las barras de control pueden retirar neutrones del sistema capturando neutrones que inciden sobre ellas. Por ejemplo, se pueden utilizar las barras de control que son utilizadas sobre reactores de combustible sólido, u otros tipos de barras de control, o combinaciones de ellas. La reactividad puede ser aumentada retirando las barras de control del núcleo 106 de reactor. La reactividad puede ser disminuida insertando las barras de control en el núcleo 106 de reactor.

En algunas implementaciones, se puede conseguir el mismo efecto o uno similar en algunos casos utilizando un sistema de control reflector. En algunos ejemplos, podría utilizarse tanto un sistema reflector como barras de control. En algunos ejemplos de sistemas de control reflector, láminas móviles bien de absorción o bien de un material de moderación (o una combinación de ellas) pueden residir entre una región interior del núcleo 106 de reactor y un reflector alrededor de la región interior. Las láminas pueden ser manipuladas (por ejemplo, levantadas, bajadas, giradas, o manipuladas de otra forma) para aumentar o disminuir la cantidad de neutrones reflejada en la región interior del núcleo 106 de reactor. El reflector 205 puede estar dentro del recipiente 203 de reactor, fuera del recipiente de reactor, o en ambas situaciones.

En algunas implementaciones, en combinación con las técnicas descritas anteriormente o en sustitución de las mismas,

la reactividad puede ser controlada ajustando la tasa a la que es añadido el combustible adicional a la mezcla de combustible-sal en el bucle principal 102. En algunos casos, la reactividad puede ser controlada ajustando la tasa a la que son retirados los materiales residuales de la mezcla de combustible-sal en el bucle principal 102. En algunas implementaciones se puede utilizar una combinación de la tasa de adición de combustible y de la tasa de retirada de residuos. Cuando el combustible es consumido en el núcleo de reactor, la reactividad de la mezcla de combustible-sal disminuye. Eventualmente, sin añadir combustible o retirar residuos, o ambas cosas, la mezcla de combustible-sal ya no sería crítica, y la generación de calor se detendría. Añadiendo combustible y retirando residuos en tasas apropiadas, la reactividad puede ser mantenida a un nivel adecuado.

En algunas implementaciones, la relación de fisionable a fértil puede ser demasiado baja para permanecer crítica a lo largo del tiempo. En tales casos, en adición a las técnicas descritas anteriormente o en sustitución de las mismas, la reactividad puede ser controlada insertando o retirando parcial o totalmente elementos de combustible sólido. Insertar un elemento de combustible sólido que tiene una concentración fisionable superior que la mezcla de combustible-sal puede aumentar la reactividad en el reactor. A la inversa, retirar tal elemento reduciría la reactividad del sistema de reactor. Tales elementos de combustible sólido pueden tener la forma de una de las barras de combustible de óxidos tales como las utilizadas en reactores convencionales, o barras de combustible metálico, o placas de combustible metálico, o bolas que contienen material fisionable, o una combinación de cualesquiera dos o más de esas. El combustible fisionable puede comprender cualquiera o una combinación de cualesquiera dos o más de uranio enriquecido (hasta el 20% de U-235), o uranio empobrecido, o uranio natural, o material actínido procedente de combustible gastado, o material de armas, o torio y un material fisionable, o cualquier combinación de estos con cualquier otro material fisionable.

En algunos casos, un elemento de combustible sólido puede comprender pellets de material fisionable rodeadas por un material de revestimiento. En distintas implementaciones, el material de revestimiento puede comprender un metal o una aleación metálica similar o igual a la utilizada en reactores convencionales, o un metal o aleación metálica tal como Hastelloy que es resistente a la corrosión en sales fundidas, o cualquier otro metal adecuado o aleación metálica, o un material de moderación tal como grafito, o hidruro de zirconio, o hidruro de itrio, o cualquier combinación de dos o más de esos.

En algunos casos, elementos de combustible sólido pueden ser insertados totalmente en todo momento durante el funcionamiento y pueden ser reemplazados, periódicamente o de otra forma, cuando están en reactores convencionales. En tales implementaciones, los elementos de combustible sólido pueden proporcionar más reactividad que la mezcla de combustible-sal sola. Esto permitiría a un reactor funcionar con una mezcla de combustible-sal que tiene una concentración menor de núcleos pesados, permitir a un reactor funcionar con una mezcla de combustible-sal con una relación de fisionable a fértil menor, o permitir una combustión superior – una medida de cuanto material combustible ha sido sometida a fisión – del combustible en la mezcla de combustible-sal, o cualquier combinación de estos.

En algunos casos, elementos de combustible sólido retirados de un reactor de sal fundida pueden contener grandes cantidades de núcleos pesados longevos, similares a los encontrados en combustible gastado procedentes de reactores convencionales. En algunas implementaciones, estos elementos de combustible usado podrían entonces ser mezclados con una sal fundida para utilizar como un combustible-sal en un reactor de sal fundida. En algunos casos, estos elementos de combustible usado podrían ser puestos en almacenamiento temporal o enviados a una instalación de eliminación de residuos permanente.

Si un objetivo importante de hacer funcionar reactores operativos de sal fundida es reducir los inventarios de combustible gastado, el uso de reactores de sal fundida que incluyen elementos de combustible sólido puede aún ser ventajoso si se destruyen más residuos de actínidos de los que son producidos por tales reactores. Si el objetivo principal es la producción de electricidad, la cantidad de residuos de actínidos producida puede ser una cuestión menor.

La fig. 2 es un diagrama en sección transversal esquemático de una configuración de núcleos de reactor ejemplar 200 utilizada en simulaciones numéricas. Las simulaciones numéricas se utilizaron para probar la capacidad de alcanzar la criticidad en un reactor de sal fundida que utiliza sólo combustible nuclear gastado disuelto en una sal fundida de fluoruro de litio como combustible. Las simulaciones numéricas utilizaron el sistema de código de SCALE desarrollado por Oak Ridge National Laboratory. En la implementación mostrada en la fig. 2, el núcleo de reactor fue modelado como una serie de diez cilindros moderadores concéntricos (que a veces denominamos como anillos) 204 en espaciamentos radiales iguales, un recipiente de núcleo 203 hecho de Hastelloy, y una mezcla de combustible-sal 202 en los espacios entre los anillos moderadores. (La fig. 2 también muestra un reflector 205). Se utilizaron anillos concéntricos en las simulaciones numéricas para facilidad de modelado por ordenador. Una amplia variedad de otros tipos de configuraciones de núcleo de reactor puede ser ventajosa u óptima en distintos contextos.

Los cilindros en las simulaciones eran de 3 metros de altura.

En las simulaciones numéricas, el recipiente de núcleo de Hastelloy tenía 5 cm de grueso y tenía un radio interior de 1,5 metros. Cada uno de los diez anillos concéntricos de hidruro de zirconio tenía 5 cm de grueso. La mezcla de combustible-sal LiF-(Nucleído Pesado)F_x fue situada en los espacios de 9 cm entre los anillos de hidruro de zirconio y entre el anillo moderador más exterior y la pared de recipiente. El recipiente es rodeado por un reflector 205 de neutrones. En esta simulación, el reflector era de hidruro de zirconio (ZrH_{1,6}). Se pueden utilizar reflectores adicionales u

otros (por ejemplo, de grafito o de derivado ácido del deuterio de zirconio), individualmente o en combinación.

La Tabla 1 muestra los datos de materiales utilizados en las simulaciones numéricas.

Tabla 1

<u>Mezcla de Combustible-Sal</u>	
LiF (%molar)	78
(Nucleído Pesado)F _x (%molar)	22
Densidad (g/cm ³)	3,89
Enriquecimiento Li-7	99,99%
<u>Hidruro de Zirconio</u>	
Zr-90 (% en peso)	51,79
Zr-91 (% en peso)	11,29
Zr-92 (% en peso)	17,26
Zr-94 (% en peso)	17,49
H-1 (% en peso)	2,16
Densidad (g/cm ³)	5,66
<u>Hastelloy</u>	
C (% en peso)	0,06
Co (% en peso)	0,25
Cr (% en peso)	7,00
Mo (% en peso)	16,50
W (% en peso)	0,20
Cu (% en peso)	0,10
Fe (% en peso)	3,00
Mn (% en peso)	0,40
Si (% en peso)	0,25
B (% en peso)	0,01
Ni (% en peso)	72,23
Densidad (g/cm ³)	8,86

- 5 (En la descripción siguiente, las referencias a herramientas de simulación son a elementos del Oak Ridge National Laboratory, "SCALE: A Modular Code System For Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations," (2009)). La composición isotópica de combustible nuclear gastado procedente de un reactor de agua ligera
- 10 ejemplar se calculó con la interfaz gráfica de usuario ORIGEN-ARP, que es una secuencia analítica de SCALE que resuelve las concentraciones de materiales dependientes del tiempo utilizando el código de empobrecimiento ORIGEN-S y conjuntos de sección transversal calculados previamente para diseños de reactor comunes. En este caso, un conjunto Westinghouse 17x17 normalizado a 1 tonelada métrica de uranio con un enriquecimiento inicial del 4,2% se empobreció a 50 GWd/MTHM (gigavatios-días por tonelada métrica de metal pesado) y las concentraciones isotópicas procedentes del archivo de salida ORIGEN se utilizaron para calcular el porcentaje en peso (wt% ("% en peso")) para cada isótopo de actínido (se descartaron productos de fisión) en el combustible gastado. La Tabla 2 muestra la composición isotópica del
- 15 combustible nuclear gastado para simulaciones numéricas.

Tabla 2

<u>Isótopo</u>	<u>(% en peso)</u>
U-234	1,84E-02
U-235	7,46E-01
U-236	6,05E-01

<u>Isótopo</u>	<u>(% en peso)</u>
U-238	9,73E+01
Np-237	7,59E-02
Pu-236	1,00E-10
Pu-238	3,50E-02
Pu-239	6,33E-01
Pu-240	3,10E-01
Pu-241	1,41E-01
Pu-242	9,61E-02
Am-241	4,50E-02
Am-242	1,38E-04
Am-243	2,61E-02
Cm-242	1,41E-06
Cm-243	7,40E-05
Cm-244	8,80E-03
Cm-245	5,23E-04
Cm-246	6,76E-05
Cm-247	1,07E-06
Cm-248	7,74E-08
Bk-249	1,00E-10
Cf-249	1,08E-09
Cf-250	3,51E-10
Cf-251	1,85E-10
Cf-252	3,41E-11

Se utilizó la secuencia TRITON-NEWT en SCALE para analizar el modelo de núcleo mostrado en la fig. 2 y descrito anteriormente. Dentro de esta secuencia, el módulo de control TRITON es utilizado para llamar, en orden, los módulos funcionales BONAMI, WORKER, CENTRM, PMC, Y NEWT. BONAMI realiza los cálculos de Bondarenko en secciones transversales de biblioteca maestra para tener en cuenta los efectos de auto-protección de energía; WORKER formatea y pasa datos entre otros módulos; CENTRM utiliza tanto datos nucleares puntuales como múltiples grupos para computar un flujo de neutrones de energía continua resolviendo la ecuación de transporte de Boltzmann utilizando ordenadas discretas; PMC toma el flujo de neutrones de energía continua procedente de CENTRM y calcula secciones transversales promediadas en grupo; y NEWT realiza un cálculo de ordenadas discretas de 2D para determinar el factor de multiplicación para el sistema. Una corrección de colapso axial es entonces aplicada para tener en cuenta la fuga axial de neutrones.

La fig. 3 es un diagrama de una malla computacional 300 utilizada en las simulaciones numéricas. Sólo se modeló una cuarta parte (un cuadrante) del núcleo de reactor para reducir el tiempo computacional. El factor de multiplicación resultante no se ve afectado debido a la simetría del núcleo de reactor. Como se ha mostrado en la fig. 3, la región circular limitada por el borde exterior 303 del recipiente se dividió en una malla treinta por treinta 301; la región de reflector 305, que llena el área restante del sistema de 210 cm por 210 cm, se dividió en una malla veinte por veinte 307. Se utilizaron condiciones de contorno reflectante sobre los lados inferior e izquierdo y se utilizaron condiciones de contorno de vacío sobre los lados superior y derecho. Para el cálculo de colapso axial, se ajustó la altura del núcleo activo a 300 cm sin reflexión sobre cualquiera de los lados. La corrección de colapso axial utilizada aquí asume condiciones de contorno de vacío sobre la parte superior e inferior de la región de núcleo activo. Se utilizó un conjunto de cuadratura de octavo orden en el cálculo de transporte de ordenadas discretas NEWT.

De acuerdo con las simulaciones numéricas, se calculó un factor de multiplicación (relación de producción de neutrones a pérdida) de 1,043. Este valor indica que hay más que suficiente reactividad para conseguir la criticidad utilizando el vector de actínido de combustible nuclear gastado completo como combustible, sin procesar para mejorar el vector de actínido (por ejemplo, sin retirar alguno o todos del uranio).

Las simulaciones numéricas utilizadas aquí pueden ser modificadas para incluir cálculos neutrónicos de fidelidad superior, configuraciones de material optimizadas o mejoradas, un modelo tridimensional completo que tiene en cuenta la reflectividad por encima y por debajo del núcleo de reactor, y otras modificaciones. Tales modificaciones podrían

potencialmente dar como resultado simulaciones numéricas que indican reactividad sobrante significativamente superior.

Como se ha mencionado antes, en algunas implementaciones, un material moderador (por ejemplo, hidruro de zirconio y otros mencionados) puede ser incompatible con la mezcla de combustible-sal en el núcleo de reactor. En algunas implementaciones, se puede utilizar un material de revestimiento entre el material moderador y la mezcla de combustible-sal. El grafito es compatible con algunos tipos de sal fundida y es también un moderador de neutrones. Las simulaciones numéricas que utilizan hidruro de zirconio como un material moderador fueron modificadas y repetidas con las caras en ambos lados de cada anillo de hidruro de zirconio sustituido con grafito. Las simulaciones numéricas utilizaron un revestimiento de grafito de 1 cm en ambos lados de cada anillo de hidruro de zirconio. Como tal, cada anillo estaba compuesto de 1 cm de grafito, 3 cm de hidruro de zirconio, y otro 1 cm de grafito. La simulación numérica mostró que esta modificación no reduce de forma severa la reactividad. El factor de multiplicación para este sistema modificado era 1,01, que es una reducción de 0,03 debida a la adición del revestimiento de grafito.

En algunos casos, en los que los procesos de corrosión son lentos, al menos comparados con algunos aspectos operativos del sistema de reactor nuclear 101, se puede lograr impedir el contacto entre la mezcla de combustible-sal y un material moderador potencialmente incompatible con revestimiento delgado (por ejemplo, un revestimiento de grafito de pocos milímetros de grosor). En algunas implementaciones, podrían utilizarse materiales tales como cristales de carburo de silicio SiC-SiC o compuestos o combinaciones de ellos.

En algunas implementaciones, los materiales de revestimiento podrían tener una o cualquier combinación de dos o más de las siguientes propiedades: resistencia a la corrosión en sales de halogenuro fundidas, secciones transversales de neutrones bajas, y capacidad para retener su integridad mecánica y material a las temperaturas y presiones operativas de estado estacionario del reactor. Puede ser deseable mantener el material de revestimiento tan delgado como sea posible, porque una capa más delgada de material de revestimiento absorbe menos neutrones. Dependiendo del material utilizado, el grosor de revestimiento oscilará probablemente desde aproximadamente un milímetro a un centímetro.

Para ilustrar las diferencias en el espectro de energía de neutrones causadas por la utilización de hidruro de zirconio como un moderador en lugar de grafito, se repitió la misma simulación numérica utilizando anillos de grafito en lugar de anillos de hidruro de zirconio. La fig. 4 es un diagrama 400 que muestra puntos de los espectros de energía de neutrones simulados en los dos núcleos de reactor diferentes. La gráfica etiquetada "Anillos de ZrH1,6" 402 en el diagrama 400 está basada en simulaciones numéricas de la configuración de núcleo de reactor mostrado en la fig. 2, que incluye material moderador de hidruro de zirconio. La gráfica etiquetada "Anillos de Grafito" 404 en el diagrama 400 está basada en simulaciones numéricas de la configuración de núcleo de reactor mostradas en la fig. 2, con material moderador de grafito sustituido por el material moderador de hidruro de zirconio mostrado en la fig.2. Las gráficas mostradas en el diagrama 400 son espectros de energía de neutrones del núcleo completo para ambas simulaciones numéricas. El flujo de neutrones total se normalizó a 1×10^{15} n/cm² -s en ambas simulaciones numéricas.

Una comparación de las gráficas mostradas en el diagrama 400 ilustra, a modo de ejemplo, alguna de las ventajas de utilizar hidruro de zirconio como un moderador. Como se ha mostrado en el diagrama 400, las simulaciones numéricas indican que la utilización de material moderador de hidruro de zirconio da como resultado aproximadamente diez veces más neutrones en el rango térmico que en un sistema moderado con grafito. De acuerdo con las simulaciones numéricas, el factor de multiplicación para el sistema moderado con grafito era de 0,358, que está significativamente por debajo de la criticidad, mientras que el factor de multiplicación para el sistema moderado con hidruro de zirconio era de 1,043, que está por encima de la criticidad.

El diseño de núcleo de reactor utilizado en las simulaciones numéricas ilustra, a modo de ejemplo, algunos aspectos de rendimiento del hidruro de zirconio como un material moderador. Estos aspectos de rendimiento, o parámetros operativos adicionales o diferentes, se pueden conseguir utilizando otros diseños de núcleo de reactor. En distintas implementaciones, hay formas casi ilimitadas para disponer los materiales (por ejemplo, el moderador de hidruro o derivado ácido del deuterio, la mezcla de combustible-sal, y el recipiente de Hastelloy).

Un parámetro de diseño para conseguir un reactor crítico es la relación de combustible a moderador, expresada como una relación del volumen de combustible al volumen del moderador, que es independiente de la disposición geométrica de los materiales. Podría identificarse potencialmente un valor de relación de combustible a moderador óptimo, mejorado, o de otra manera preferido, y tal valor puede guiar el diseño de núcleo global.

La fórmula del factor seis (ecuación 1.3) describe los factores utilizados para determinar la reactividad (y por ello la criticidad) de un sistema de reactor nuclear.

$$k = \eta f p \epsilon P_{FNL} P_{TNL} \quad [1.3]$$

En la ecuación 1.3, k es denominado el "factor de multiplicación de neutrones" y también puede ser definido como el número de neutrones en una generación dividido por el número de neutrones en la generación precedente. η se denomina el "factor de reproducción" y se define como el número de neutrones producidos por fisión por evento de absorción en el combustible. f es denominado el "factor de utilización térmica" y es definido como la probabilidad de que,

para un evento de absorción de neutrones dado, la absorción de neutrones ocurre en el material actínido. p es denominado la "probabilidad de escape de resonancia" y es definido como la fracción de neutrones de fisión que hace la transición de energía de rápida a térmica sin ser absorbida. ϵ es denominado el "factor de fisión rápida" y es definido como la relación del número total de neutrones de fisión dividido por el número de neutrones de fisión producido por las fisiones térmicas. P_{FNL} es denominada la "probabilidad de que no haya fuga rápida" y es definida como la probabilidad de que un neutrón rápido no se fugue del sistema. P_{TNL} es denominada la "probabilidad de que no haya fuga térmica" y es definida como la probabilidad de que un neutrón térmico no se fugue del sistema. En general, sistemas con una relación de área a volumen elevada tienen P_{FNL} y P_{TNL} más elevadas.

Si k es menor que 1, el sistema es definido como subcrítico. Un sistema subcrítico no puede sustentar una reacción nuclear. Si k es igual a 1, el sistema es definido como crítico. Un sistema crítico está en un estado estacionario, y el número de neutrones producidos es exactamente igual al número de neutrones perdidos. Si k es mayor que 1, el sistema es definido como supercrítico. En un sistema supercrítico, el número de neutrones producidos por eventos de fisión aumenta exponencialmente.

La reactividad, ρ , de un reactor nuclear es definida como la divergencia del reactor desde un estado crítico, y viene dada por la ecuación 1.4.

$$\rho = (k-1)/k \quad [1.4]$$

Las figs. 1, 2, 5, 6, 7, 8, y 9 muestran configuraciones posibles de núcleo de reactor y características para distintas implementaciones. Se pueden utilizar una amplia variedad de estas y otras configuraciones de núcleo de reactor y características, y combinaciones de ellas.

La fig. 5 es una vista en sección transversal de una configuración de prisma ejemplar 500 para un núcleo de reactor. En algunas implementaciones de la configuración de prisma, la mezcla de combustible-sal fluye (perpendicularmente al plano del papel) a través de canales tubulares 502 ya sea en bloques hexagonales, en bloques cuadrados, en bloques triangulares, o en bloques de otras formas 504 (o combinaciones de cualesquiera dos de ellos) de material de moderación.

Un ejemplo de una configuración de núcleo de prisma 500 con un paso de canal 505 – la distancia entre el centro de un canal y el centro de un canal adyacente – de 1,26 cm, un radio de canal de 0,500 cm 507, y una longitud de 300 cm fue modelado con SCALE. El factor de multiplicación, k , para este sistema era 1,0489.

En un caso del núcleo de reactor, en el que el diámetro es de 300 centímetros y la altura es de 300 centímetros, el volumen es aproximadamente de 21,2 metros cúbicos. En esta implementación, aproximadamente 30.000 de estos canales hexagonales están en el núcleo de reactor. En algunas implementaciones útiles, el volumen abierto del núcleo de reactor (es decir, el volumen no ocupado por alguna combinación de moderadores, revestimiento, barras moderadoras, o barras de control) es llenado completamente con la mezcla de combustible-sal. El volumen y la relación de área a volumen afectan a los términos P_{FNL} y P_{TNL} de la fórmula de factor seis, como se ha descrito en una sección precedente, y a su vez afectan a la criticidad. En general, la variación de la geometría de núcleo cambia los términos en la fórmula de factor seis.

En el ejemplo ilustrado en la fig. 5, cada uno de los bloques hexagonales 504 contiene un canal tubular 502. En algunas implementaciones, cada bloque hexagonal 504 puede contener más de un canal tubular 502. En algunas implementaciones, grandes bloques de material de moderación pueden contener muchos canales tubulares 502. En algunas implementaciones, podrían utilizarse combinaciones de dos o más de tales tipos de bloques hexagonales.

La configuración de núcleo de reactor ejemplar (fig. 2) utilizada en las simulaciones numéricas descritas anteriormente utiliza una configuración de colector. En implementaciones que incluyen la configuración de colector, la mezcla de combustible-sal fluye a través del núcleo de reactor desde un extremo 111 (fig. 1) al otro extremo 115 (fig. 1) en las regiones (espacios) 202 entre placas 204 de material de moderación. Las placas 204 pueden incluir secciones de material de moderación en cualquier forma adecuada. Una configuración de colector puede incorporar placas curvadas (por ejemplo, como se ha mostrado en la fig. 2), o placas lisas, o una combinación de estas y cualquiera de una amplia variedad de otros tipos de placas geométricas.

En algunas implementaciones, las placas pueden ser agrupadas juntas en conjuntos moderadores. En algunas implementaciones, múltiples conjuntos pueden ser agregados en un solo núcleo de reactor. En algunos aspectos, tales conjuntos moderadores pueden ser similares a los conjuntos de combustible utilizados en reactores de combustible sólido.

La fig. 6 muestra una vista en sección transversal de una configuración de bolas ejemplar 600 para elementos moderadores estacionarios (pero no permanentes) de un núcleo de reactor. En algunas implementaciones de tal configuración de bolas, la mezcla de combustible-sal fluye a través de los espacios 603 alrededor de las bolas 602 del material de moderación cuando atraviesa el núcleo de reactor desde un extremo al otro. Las bolas 602 pueden ser esféricas (como se ha mostrado en la fig. 6) o de cualquier otra geometría adecuada (por ejemplo, no regular), o una combinación de esféricas y no esféricas. Un ejemplo de una configuración de núcleo de bolas 600 fue modelada

utilizando SCALE. En esta simulación, bolas esféricas (empaquetadas de tal manera que sus centros forman una cuadrícula rectangular regular con separación entre los puntos centrales igual al diámetro de las esferas, a diferencia de la fig. 6. Esto es conocido como un “paso cuadrado”) con radios de 4 cm dieron como resultado un factor de multiplicación de 1,0327.

La fig. 7 muestra una sección transversal de una configuración de barra ejemplar 700 para elementos moderadores estacionarios de un núcleo de reactor. En implementaciones de la configuración de barra 700, la mezcla de combustible-sal fluye a través de los espacios 703 alrededor de las barras 702 de material de moderación. Las barras 702 pueden ser cilindros simples, o las barras 702 pueden tener otra forma. En un solo núcleo de reactor, también se pueden utilizar conjuntos de barras que tienen diferentes formas. Por ejemplo, las barras 702 pueden ser cualquiera de entre barras anulares; o barras con aletas; o barras helicoidales; o barras helicoidales retorcidas; o barras helicoidales anulares; o barras helicoidales retorcidas anulares; o barras empaquetadas estrechamente con separadores envueltos en alambre; o barras anulares empaquetadas estrechamente con separadores envueltos en alambre, u otros tipos de barras; o pueden ser cualquier combinación de dos o más de tales formas. Un ejemplo de una configuración de núcleo de barra 700, en la que el radio de una barra era de 0,5075 cm y el paso de barra – la distancia entre el centro de una barra y el centro de una barra adyacente – era de 1,26 cm, fue modelada con SCALE. El factor de multiplicación para este sistema era de 1,0223.

En algunas implementaciones, las barras pueden incluir un canal interior hueco. Estas barras son llamadas barras anulares. La mezcla de combustible-sal, o posiblemente un fluido refrigerante para regular la temperatura del moderador, pueden fluir a través del canal interior hueco de las barras. Un caso de una configuración de núcleo de barra anular, con combustible-sal que fluye a través de un canal dentro de cada barra de moderación así como que fluye a través de los espacios exteriores a las barras, fue modelado con SCALE. El radio interior de cada barra era de 0,05 cm, el radio exterior de cada barra era de 0,53 cm, y el paso de barra era de 1,26 cm. El factor de multiplicación para este sistema era de 1,0235. En el caso modelado, la mezcla de combustible-sal fluye tanto dentro como fuera desde la barra anular. En ejemplos en los que la sal de combustible fluye en el exterior y un refrigerante no radiactivo, diferente en el interior de cada barra, el propósito del refrigerante no radiactivo sería conservar la barra anular contra el sobrecalentamiento. Tal aproximación podría ser utilizada si la barra anular estuviera hecha de un material que podría no permitirse que se calentara a más de una cierta temperatura máxima.

En un núcleo de reactor dado, también sería posible utilizar cualquier combinación de dos o más de elementos de placa, elementos tipo bolas, y elementos de barra, e incluso otros tipos de elementos y combinaciones de ellos. Entre los principios que podrían gobernar la configuración geométrica y la selección de los elementos sería el de que el núcleo del reactor tiene una relación de área a volumen baja, para mantener los términos P_{TNL} y P_{FNL} de la fórmula de factor seis tan altos como sea posible.

La fig. 8 es una vista en sección lateral de un núcleo 800 de reactor ejemplar que incluye una implementación de una bajante 802. La bajante 802 en este ejemplo forma un canal cilíndrico o manguito alrededor del núcleo de reactor y permite que la mezcla de combustible-sal entre en el núcleo de reactor y fluya a través del mismo. La fig. 8 muestra la dirección general de flujo a través del núcleo 800 de reactor. La mezcla de combustible-sal entra en el núcleo de reactor a través de una región de entrada 804 y fluye a través de un paso de flujo cilíndrico 806 de la bajante 802 a una cámara inferior 808. Desde la cámara inferior 808, la mezcla de combustible-sal fluye a través de la región de accionador 810 a una región superior 814. Desde la región superior 814, la mezcla de combustible-sal fluye fuera del núcleo de reactor a través de la región de salida 816.

En algunas implementaciones, la región de accionador puede ser definida como la parte del núcleo de reactor que no es la bajante. En algunas configuraciones, en lugar de utilizar una bajante, la mezcla de combustible-sal entra directamente al núcleo de reactor en la parte inferior del núcleo de reactor y fluye fuera de la parte superior del núcleo de reactor. En algunas configuraciones, en lugar de utilizar una bajante, la mezcla de combustible-sal entra directamente al núcleo de reactor en el lado del núcleo de reactor y fluye fuera del otro lado del núcleo de reactor.

En algunas implementaciones, la región de accionador 810 incluye elementos moderadores estacionarios 812 que comprenden material moderador. La bajante 802 puede exponer la mezcla de combustible-sal a neutrones que podrían de otra manera fugarse del núcleo. Como tal, la utilización de una bajante 802 puede reducir las fugas y de este modo aumentar la tasa de transmutación de núcleos fértiles a núcleos fisionables. La bajante 802 puede incluir material de moderación. Una bajante 802 puede ser utilizada con cualquiera de las configuraciones de núcleo ejemplares que se han descrito, y otras.

La fig. 8 muestra la bajante 802 que rodea la región de accionador 810. En algunas implementaciones, un núcleo de reactor puede incluir una bajante que tiene otra configuración. Por ejemplo, un núcleo de reactor puede incluir una bajante en el centro del núcleo de reactor. En tales ejemplos, la mezcla de combustible-sal entrante puede fluir a través de la bajante en el centro del núcleo de reactor y a continuación fluir a través de la región activa donde se genera la mayor parte del calor. Una amplia variedad de otras configuraciones sería posible para la bajante con el fin de atrapar neutrones que pueden fugarse del núcleo (para aumentar los términos de P_{TNL} y P_{FNL} de la fórmula de factor seis). Por ejemplo, cuanto más ancha es la bajante, menos neutrones se pierden, pero hay más sal de la que debería haber en el reactor.

La fig. 9 es un diagrama de un núcleo 900 de reactor ejemplar que incluye una implementación de una región de cubierta 902. Una región de cubierta 902 puede ser utilizada con cualquiera de las configuraciones de núcleo de reactor que se han descrito, y otras. En algunas implementaciones, la región de manta 902 es generalmente cilíndrica y rodea una región interior 904 del núcleo de reactor. En algunas implementaciones, la región de cubierta 902 y la región interior 904 tienen diferentes relaciones de combustible a moderador. La relación de combustible a moderador en las diferentes regiones puede ser sintonizada, por ejemplo, para aumentar la transmutación de fértil fisiónable. En algunas implementaciones, puede haber múltiples zonas, que tienen diferentes relaciones de combustible a moderador respectivas. Tal ejemplo es un núcleo con moderación relativamente baja en la zona central, una zona intermedia con una moderación algo más alta, y una zona exterior con la moderación más elevada. Esto permitiría que el espectro de neutrones permaneciera rápido en la región central, y resulte más calentado en la dirección radial.

En el ejemplo mostrado en la fig. 9, la relación de combustible a moderador es más alta en la región de cubierta 902 que en la región interior 904. En la región interior 904, la mezcla de combustible-sal fluye a través de los canales 906 en bloques 908 de material moderador. En la región de cubierta 902, la mezcla de combustible-sal fluye a través de canales 910 de diferentes tamaños (en este caso, mayor) en bloques 912 de material moderador. En algunas implementaciones, la región interior puede tener una relación de combustible a moderador más alta que la región de cubierta.

Una amplia variedad de configuraciones, tamaños, y formas de las placas, los conjuntos de placas, y las agregaciones de conjuntos de placa (que en líneas generales podemos llamar la geometría de las placas moderadoras) sería posible. Como un ejemplo simple, placas o grupos de placas pueden ser retorcidas, por ejemplo, para mejorar las características térmico-hidráulicas del núcleo de reactor, o para otros propósitos. Las relaciones entre criticidad (y otras figuras de mérito para el núcleo de reactor) y una amplia variedad de parámetros asociados con la geometría de las placas moderadoras (y temperatura, etc.) son complejas y típicamente no susceptibles de ser expresadas en fórmulas explícitas. Las simulaciones por ordenador pueden ser utilizadas para identificar geometrías factibles y ventajosas de las placas moderadoras.

Las sales de fluoruro tienen una capacidad calorífica volumétrica alta en relación con algunos otros refrigerantes de reactor, como se ha mostrado en la Tabla 3 a continuación.

Tabla 3 – Capacidades de transporte de calor relativas de refrigerantes para transportar 1000 MWt con una elevación de 100° C en la temperatura del refrigerante

	<u>Aqua</u>	<u>Sodio</u>	<u>Helio</u>	<u>Sal Líquida</u>
Presión, MPa	15,5	0,69	7,07	0,69
Temperatura de Salida, °C	320	545	1000	1000
Velocidad, m/s (f/s)	6 (20)	6 (20)	75 (250)	6 (20)
Número de tuberías de 1 m de diámetro requeridas para transportar 1000 MWt	0,6	2,0	12,3	0,5

(Fuente: C. W. Forsberg, "Thermal- and Fast-Spectrum Molten Salt Reactors for Actinide burning and Fuel Production," GenIV Whitepaper, United States Department of Energy, (2007)).

Debido a esta elevada capacidad calorífica, los componentes del bucle principal 102 (por ejemplo, las tuberías, las válvulas, y el intercambiador de calor, dejando a un lado el núcleo de reactor) pueden tener diámetros internos menores que los utilizados en un sistema con otros refrigerantes, debido a que la cantidad de calor que puede ser transportada por la mezcla de combustible-sal desde el núcleo de reactor al intercambiador de calor es alta por unidad de volumen.

El sistema de reactor nuclear 101 puede proporcionar ventajas de seguridad. La física de diseños tales como los descritos en las secciones previas les da muchas características de seguridad que reducen la probabilidad de ciertos escenarios de accidentes. Por ejemplo, la reactividad en el núcleo 106 de reactor podría ser aumentada potencialmente por eyección accidental de la barra moderadora o por eyección de la barra de control. Si tal aumento de reactividad (cualquiera que sea la causa) da como resultado un sistema supercrítico, la temperatura en el núcleo de reactor y en el bucle principal aumentaría rápidamente. Se pueden incorporar una o más características en el núcleo 106 de reactor para compensar los aumentos de reactividad no intencionados.

Por ejemplo, la mezcla de combustible-sal tiene un coeficiente de expansión de temperatura positivo. Por lo tanto, cuando la temperatura de la mezcla de combustible-sal aumenta, la sal se expande y la densidad del combustible disminuye, conduciendo automáticamente a una caída en la reactividad. Esta expansión también puede reforzar algo de la mezcla de combustible-sal fuera del núcleo 106 de reactor, y la cantidad disminuida de combustible en el núcleo puede bajar la reactividad.

En casos en los que el núcleo 106 de reactor funciona con una gran fracción de U-238 en el combustible, el efecto de ampliación Doppler también puede causar una caída en la reactividad. Este efecto puede ocurrir cuando la resonancia

térmica grande de U-238 se expande con la temperatura creciente. Las tasas de absorción de neutrones aumentan en la resonancia de U-238 más amplia y en las concentraciones de neutrones por debajo de la caída de la resonancia, conduciendo a tasas de reacción térmica y de fisión total inferiores y a una reactividad disminuida. En adición o en lugar de estas características de seguridad pasiva, barras de control o barras de parada puede ser insertadas y barras moderadoras pueden ser retiradas, o una combinación de ellas puede ser controlada, para detener la reacción en cadena, por ejemplo, al cabo de unos pocos segundos.

El sistema de reactor nuclear 101 también puede proporcionar ventajas de seguridad adicionales. Algunos reactores nucleares se basan en la acción del operador, en la energía eléctrica externa, o en sistemas de seguridad activos para evitar daños en escenarios de accidentes. Por ejemplo, algunos sistemas de reactor nuclear bombean continuamente refrigerante sobre el núcleo de reactor para evitar una fusión. En tales sistemas de reactor nuclear convencionales, las bombas funcionan sobre una fuente de alimentación externa que está separada del propio reactor. Sistemas de energía de respaldo (por ejemplo, grandes generadores diesel y baterías) son utilizados en tales sistemas de energía nuclear para asegurar una alimentación constante de electricidad a las bombas. Sin embargo, es posible que todos los sistemas de respaldo en tales reactores nucleares convencionales puedan fallar a la vez (por ejemplo, debido a una causa común).

Aunque, en algunas implementaciones, el sistema de reactor nuclear 101 puede incorporar una o una combinación de dos o más de tales características de seguridad activa, el sistema de reactor nuclear 101 puede también o en su lugar proporcionar seguridad sin dependencia de tales características. Por ejemplo, el sistema de reactor nuclear 101 puede proporcionar seguridad pasiva sin dependencia de medidas de seguridad activa. Reactores nucleares de seguridad pasiva no requieren la acción del operador o energía eléctrica para ser detenidos de modo seguro, por ejemplo, en una emergencia o bajo otras condiciones. La mezcla de combustible-sal en el sistema de reactor nuclear 101 no requiere refrigerante adicional. Si el sistema de reactor nuclear 101 pierde energía externa, la mezcla de combustible-sal fluye fuera del núcleo del reactor a través de las válvulas de congelación 118 al subsistema de contención auxiliar 120.

En algunas implementaciones, el sistema de reactor nuclear 101 puede proporcionar ventajas medioambientales. El combustible nuclear gastado procedente de algunos reactores incluye dos clases amplias de materiales: actínidos y productos de fisión. Muchos de los productos de fisión en los residuos producidos por algunos reactores tienen una vida media radioactiva corta y tienen radioactividad significativa para sólo unos pocos cientos de años. Muchos de los actínidos en los residuos producidos por algunos reactores pueden ser significativamente radioactivos durante más de 100.000 años.

El sistema de reactor nuclear 101 puede utilizar como combustible los actínidos en el combustible nuclear gastado procedente de otros reactores. Induciendo la fisión en los actínidos en el combustible nuclear gastado procedente de otros reactores, la mayoría de los residuos producidos por el sistema de reactor nuclear 101 están compuestos de productos de fisión. Cuanto más tiempo es contenido el combustible nuclear gastado en el bucle principal del reactor nuclear, mayor es el porcentaje de actínidos que pueden ser convertidos en productos de fisión. Como tal, el sistema de reactor nuclear 101 puede reducir los niveles de materiales radiactivos que tienen vidas medias más largas que de otra manera existen en el combustible nuclear gastado, y de esto modo reducir el tiempo de vida radioactivo de residuos producidos por otros sistemas de reactor nuclear (por ejemplo, a cientos de años), disminuyendo de este modo la necesidad de depósitos de residuos nucleares permanentes (por ejemplo, Montaña de Yuca). Los productos de fisión que tienen vidas medias más cortas pueden ser almacenados de forma segura por encima del suelo hasta que su radioactividad haya decaído a niveles insignificantes.

En algunas implementaciones, el sistema de reactor nuclear 101 puede proporcionar ventajas en la producción de energía. En algunas implementaciones, el sistema de central de energía de reactor nuclear 100 puede convertir los residuos nucleares de alto nivel producidos por reactores nucleares convencionales en un suministro sustancial de energía eléctrica. Por ejemplo, mientras algunos sistemas de reactor nuclear utilizan sólo alrededor del 3% de la energía de fisión potencial en una cantidad dada de uranio, el sistema de reactor nuclear 101 puede utilizar más de la energía restante en algunos casos. Cuanto más tiempo es contenido el combustible nuclear gastado en el reactor nuclear, mayor es el porcentaje de la energía restante que se puede utilizar. Como un ejemplo ilustrativo, el despliegue sustancial del sistema de reactor nuclear 101 podría utilizar potencialmente reservas existentes de residuos nucleares para satisfacer las necesidades de electricidad del mundo durante varias décadas.

Como se ha mostrado en la fig. 1, un componente de retirada 114 del producto de fisión del bucle principal 102 puede incorporar una amplia variedad de sistemas, componentes, y técnicas. Los productos de fisión son producidos continuamente en el sistema de reactor nuclear 101, cuando los actínidos son divididos. Tales productos de fisión pueden actuar como venenos neutrónicos en el núcleo 106 de reactor. Tales productos de fisión pueden ser retirados de la mezcla de combustible-sal mediante un proceso de desechos de halogenuro. El desecho de halogenuros ha sido utilizado a escala industrial durante décadas como un proceso en lotes. El proceso de desechos de halogenuros puede asegurar que el reactor permanece crítico en algunos casos.

En algunas implementaciones, el componente 114 de retirada del producto de fisión comprende un puerto 123 en las tuberías del bucle principal que permite la retirada de un lote 119 de mezcla de combustible-sal fundida. En algunas implementaciones, esta mezcla de combustible-sal es a continuación procesada utilizando desechos de halogenuro 131.

- En algunos casos, la mezcla de combustible-sal fresco 121 es a continuación añadida al bucle principal a través, por ejemplo, del mismo puerto para compensar el volumen de la sal retirada. En algunas implementaciones, el proceso de desechos de halogenuros puede ser automatizado, por ejemplo, para hacerlo en una unidad en línea en el sistema de reactor nuclear 101. En tales implementaciones, la mezcla de combustible-sal fundida, cuando fluye a través de las tuberías del bucle principal, pasa a través del componente 114 de retirada del producto de fisión, donde ocurre el proceso de desecho de halogenuro. También serían posibles otras disposiciones para retirar los residuos y recargar del bucle principal.
- En algunas implementaciones, una o más válvulas de congelación pueden controlar el fluido que fluye entre el bucle principal 102 y un subsistema de contención auxiliar 120. En algunos ejemplos, estas válvulas de congelación están hechas de una sal de halogenuro que es refrigerada activa y continuamente de modo que la sal tenga forma sólida, permitiéndolas permanecer cerradas durante el funcionamiento normal. En el caso de un escenario de accidente que da como resultado una pérdida de fuentes de alimentación fuera de sitio o de respaldo, las válvulas de congelación ya no serán refrigeradas activamente. Cuando la sal de halogenuro que comprende la válvula de congelación ya no es refrigerada activamente, la sal se funde y la válvula se abre, permitiendo que la mezcla de combustible-sal fluya fuera del bucle principal 102 a un depósito 117 de almacenamiento refrigerado pasivamente del subsistema de contención auxiliar 120.
- En algunas implementaciones, las válvulas de congelación 118 y el depósito 117 de almacenamiento refrigerado pasivamente pueden utilizar una amplia variedad de componentes, materiales, y técnicas para proporcionar la contención auxiliar de la mezcla de combustible-sal procedente del bucle principal 102. En algunas implementaciones, el propio subsistema de contención auxiliar 120 incluye un recipiente de contención 117 que puede almacenar de forma segura la mezcla de combustible-sal procedente del bucle principal 120. La geometría del recipiente de contención 117 es tal que la mezcla de combustible-sal contenida en el recipiente de contención no puede conseguir la criticidad. Por ejemplo, el recipiente de contención 117 podría ser construido de tal manera que la mezcla de combustible-sal que fluye en él tenga una gran relación de área a volumen. La mezcla de combustible-sal en una configuración no crítica puede permanecer fría debido, por ejemplo, a convección y conducción natural, sin requerir refrigeración activa adicional.
- Cualquier tubería adecuada puede ser utilizada para el bucle principal 102. Las tuberías del bucle principal 102 transportan la mezcla de combustible-sal fundida. En el bucle principal 102, el calor es producido en el núcleo 106 de reactor cuando los actínidos se someten a la fisión que sigue al bombardeo de neutrones. Los fotones, neutrones, y núcleos más pequeños producidos en la reacción nuclear pueden depositar energía en la mezcla de combustible-sal 103, calentándola. La mezcla de combustible-sal transporta el calor fuera del núcleo 106 de reactor. Por ejemplo, las bombas 108a mueven la mezcla de combustible-sal a través de las tuberías del bucle principal 102 a través del núcleo 106 de reactor al intercambiador de calor 112.
- En algunas implementaciones, las tuberías del bucle principal 102 pueden ser resistentes tanto a los daños por corrosión procedentes de sales de halogenuro fundidas como a los daños por radiación procedentes de las reacciones nucleares. En algunos casos, la corrosión puede ser reducida o minimizada en aleaciones que tienen un alto contenido de níquel, tales como Hastelloy-N o Hastelloy-X. Estas aleaciones pueden funcionar a temperaturas de hasta 704 °C. Para sistemas que utilizan temperaturas de sistema más altas, pueden utilizarse compuestos SiC-SiC o compuestos carbono-carbono o una combinación de ellos para las tuberías, las válvulas e intercambiadores de calor del bucle principal. En algunas implementaciones es posible retener la mezcla de combustible-sal contenida en el bucle principal 102 aproximadamente a presión atmosférica. Retener el sistema aproximadamente a presión atmosférica reduce la tensión mecánica a la que es sometido el sistema.
- En algunas implementaciones, el intercambiador de calor 112 puede incluir una amplia variedad de estructuras, componentes o subsistemas para transferir energía calorífica entre el bucle principal 102 y el bucle secundario 104. En algunas implementaciones, el intercambiador de calor 112 transfiere energía calorífica desde el bucle principal 102 al bucle secundario 104, y el bucle secundario 104 hace discurrir el gas de helio a través de un sistema de turbina de gas regular en un ciclo de Brayton. Algunos tipos de intercambiadores de calor (por ejemplo, los desarrollados por la industria aeronáutica) contienen zonas de gas tampón 83 a gases mejor separados que pueden difundirse a través del intercambiador de calor. Tal zona de gas tampón puede ser utilizada en el sistema de reactor nuclear 101 para reducir la migración de tritio desde el bucle principal 102 al bucle secundario 104.
- En algunas implementaciones, metales nobles pueden ser recogidos en el bucle principal 102 por esponjas metálicas 85 de área alta reemplazables. La utilización de tales materiales puede reducir el grado en el que los metales nobles se depositan en superficies en contacto con la mezcla de combustible-sal. Es deseable reducir tal depósito porque el depósito de metales nobles sobre el intercambiador de calor 112 puede cambiar sus propiedades de transferencia de calor.
- En algunas implementaciones, el sistema de reactor nuclear 101 puede incluir un bucle intermedio que contiene una sal fundida no radioactiva o cualquier otro fluido de trabajo adecuado. El bucle intermedio puede ser mantenido a una presión ligeramente superior que la del bucle principal 102. Como tal, si hubiera una fuga entre el bucle intermedio y un bucle principal, la diferencia de presión puede impedir que la mezcla de combustible-sal radioactiva entre en el bucle intermedio.

En algunas implementaciones, el bucle secundario comprende un fluido de trabajo adecuado, tal como helio, dióxido de carbono, o vapor, o una combinación de dos o más de ellos, que no será corrosiva, como lo sería una sal de halogenuro fundida, ni contendrá materiales radiactivos. Debido a que el bucle secundario no será sometido a una corrosión significativa o daño por radiación, hay más libertad en la elección de materiales para las tuberías del bucle secundario que para las tuberías del bucle principal. Las tuberías del bucle secundario pueden ser construidas de un material adecuado tal como acero inoxidable.

El ciclo de Brayton puede utilizar helio, dióxido de carbono, u otro fluido adecuado. En algunas implementaciones, el bucle secundario 104 puede utilizar un ciclo de vapor tal como un ciclo de Rankine, o un ciclo combinado, que incorpora un conjunto de motores térmicos que utilizan la misma fuente de calor. Un ciclo de Rankine es un método de convertir calor en trabajo mecánico que es comúnmente utilizado en centrales térmicas de carbón, eléctricas de gas natural, de petróleo, y nucleares. Un ciclo de Brayton es un método alternativo a un método para convertir calor en trabajo mecánico, que también se basa en un fluido de trabajo comprimido, caliente tal como helio o dióxido de carbono. El ciclo de Brayton de helio tiene la ventaja de que, en algunos casos, el tritio puede ser limpiado (retirado) de helio más fácilmente de lo que puede ser limpiado de agua. El ciclo de Brayton también puede funcionar a temperaturas más altas, que permiten una mayor eficacia termodinámica cuando convierten calor en trabajo mecánico. Se pueden considerar factores adicionales o diferentes en la selección de un ciclo termodinámico para el bucle secundario 104. La utilización de turbinas de Brayton de ciclo abierto está bien establecida en la aeronáutica y en las centrales eléctricas de gas natural. Las turbinas de Brayton de helio de ciclo cerrado han sido demostradas a escala de laboratorio.

En algunas implementaciones, sería posible utilizar el calor del proceso de alta temperatura producido por el reactor directamente. Este calor del proceso de alta temperatura podría ser utilizado, por ejemplo, en la producción de hidrógeno, o en la desalinización de agua, o en la calefacción urbana o en cualquier combinación de dos o más de ellas.

En algunas implementaciones, un componente limpiador de tritio 116 del bucle secundario 104 puede incorporar una amplia variedad de sistemas, componentes, y técnicas. En un reactor de sal fundida, el tritio puede ser móvil. Por ejemplo, el tritio puede difundirse fácilmente a través de la mezcla de combustible-sal y a través del intercambiador de calor 112 al bucle secundario 104. Tal tritio puede ser limpiado (por ejemplo, continuamente, periódicamente, o de otra manera) del bucle secundario 104, por ejemplo, para impedir la liberación de tritio al medio ambiente.

En algunas implementaciones, el sistema de reactor nuclear 101 recibe combustible nuclear gastado 139 desde otro sistema de reactor nuclear 143. Por ejemplo, pellets 147 de combustible nuclear gastado procedentes de otro sistema de reactor nuclear pueden ser separados del revestimiento metálico. Los pellets pueden entonces ser disueltos en una sal de halogenuro fundida 145 para cargar el bucle principal. En algunos casos, el combustible nuclear gastado puede ser manipulado en una variedad de formas antes de ser combinado con la sal de fluoruro fundida. Por ejemplo, el conjunto de combustible puede ser cortado mecánicamente y agitado para separar la mayor parte del combustible gastado del revestimiento metálico. Después de que la mayor parte del revestimiento metálico sea separada del combustible gastado, algún revestimiento metálico residual puede permanecer en el combustible separado. A continuación, se puede aplicar un disolvente adecuado para disolver bien el combustible, o bien el revestimiento, o ambos. El combustible y los materiales de revestimiento pueden ser separados más fácilmente cuando están en un estado disuelto.

En algunas implementaciones, la mezcla de combustible-sal fundida se forma utilizando una sal de halogenuro 149 (por ejemplo, LiF) que todavía no contiene ningún material radiactivo. La sal de halogenuro es colocada en un recipiente de mezcla y calentada hasta que se funde en un horno 151. Cuando la sal es fundida, los pellets 147 de combustible nuclear gastado son añadidos a la sal fundida, y los componentes son mezclados hasta que los actínidos procedentes de los pellets de combustible gastado son disueltos en la sal para formar la mezcla de combustible-sal. La mezcla de combustible-sal es entonces añadida al bucle principal a través del puerto sobre el lado del bucle principal. En algunas implementaciones, simulaciones por ordenador puede determinar las concentraciones de actínidos y de productos de fisión en la mezcla de combustible-sal que sigue a la adición de la mezcla de combustible-sal al bucle principal. Estas simulaciones por ordenador pueden, a su vez, ser utilizadas para predecir el espectro de energía de neutrones en el núcleo 106 de reactor. En algunos casos, siguiendo estas simulaciones por ordenador, los ciclos de carga y de descarga de combustible al reactor pueden ser regulados para asegurar un espectro de neutrones óptimo en el núcleo 106 de reactor.

En algunas implementaciones, el combustible utilizado en la mezcla de combustible sal puede incluir combustible nuclear gastado procedente de otros reactores, como se ha mencionado. El combustible nuclear gastado está disponible típicamente en conjuntos, que han sido retirados del reactor existente 143, que incluyen cubiertas huecas (revestimiento) de otro material que son llenadas con combustible nuclear gastado en la forma de pellets. En algunas implementaciones, los conjuntos serían alterados retirando el revestimiento para exponer los pellets de combustible gastado. Cuando hablamos de combustible nuclear gastado sin procesar, sin embargo, no consideramos procesar la retirada del revestimiento del combustible nuclear gastado. Cuando decimos que el combustible nuclear gastado está sin procesar queremos decir que no se ha hecho nada (por ejemplo, química o reactivamente, o a modo de separación) para cambiar la composición del combustible nuclear gastado que estaba dentro de la cubierta. En algunas implementaciones este vector de combustible nuclear gastado sin procesar completo es utilizado en el reactor. En algunas implementaciones, puede aplicarse un tratamiento químico, reactivo o de separación al combustible nuclear antes de utilizarlo en el reactor. Por ejemplo, podemos retirar los productos de fisión del combustible nuclear gastado. Retirar los productos de fisión del

combustible nuclear gastado no cambia el vector de actínidos del combustible nuclear gastado. En algunos casos, bien el vector de combustible nuclear gastado sin procesar completo, o bien el vector de actínidos que sigue tal tratamiento adicional (tal como la retirada de U-238) pueden ser mezclados con otras fuentes de actínidos como se discute en otra parte, en una variedad de proporciones o mezclas. Así, el combustible nuclear gastado que sale del reactor tiene una pequeña fracción de productos de fisión y una gran fracción de actínidos. El combustible nuclear gastado “sin procesar” no tiene ninguno de estos productos de fisión o actínidos retirados. Si los productos de fisión (pero no los actínidos) son retirados, lo que permanece es una “vector de actínido de combustible gastado completo”. Si algunos de los actínidos (por ejemplo, U-238) son retirados, lo que permanece puede ser llamado combustible procesado que contiene al menos partes del combustible nuclear gastado procedente de un reactor. Se puede tomar entonces cualquiera de estos tres (combustible sin procesar, vector de actínido de combustible gastado completo, o combustible procesado), o combinaciones de dos o más de ellos) y también puede mezclarlos con otras fuentes de actínidos.

La fig. 10 es un diagrama de flujo que muestra un proceso ejemplar 1000 para el procesamiento de materiales nucleares. El proceso ejemplar 1000 incluye operaciones realizadas por múltiples entidades. En particular, como se ha mostrado en la fig. 10, se pueden realizar aspectos del proceso ejemplar 1000 por los operadores de un sistema de reactor de agua ligera 1002, un sistema de reactor de sal fundida 1004, una red eléctrica 1006, y una instalación de residuos 1008. En algunas implementaciones, el proceso 1000 puede incluir operaciones adicionales o diferentes que son realizadas por las entidades mostradas o por diferentes tipos de entidades.

En algunas implementaciones, el sistema de reactor de agua ligera 1002 puede incluir un sistema de reactor nuclear de agua ligera típico o de reactor nuclear de diferente tipo. El sistema de reactor de agua ligera 1002 recibe el combustible nuclear 1003 y genera energía por una reacción del combustible nuclear. En la energía de salida 1022 procedente de la reacción del combustible nuclear puede ser convertida y entregada a la red eléctrica 1006. La red eléctrica 1006 puede distribuir la energía de salida 1022 a lugares de consumo 1007 como electricidad. Por ejemplo, la red eléctrica 1006 puede utilizar una red eléctrica para distribuir la energía eléctrica. En algunos casos, la red eléctrica 1006 puede convertir, condicionar, o de otra manera modificar la energía de salida 1022 a un formato apropiado para distribución a la red.

El sistema de reactor de agua ligera 1002 produce combustible nuclear gastado 1020 como un subproducto de la reacción nuclear que genera la energía de salida 1022. En algunas implementaciones, el combustible nuclear gastado 1020 procedente del sistema de reactor de agua ligera 1002 puede ser transferido al sistema de reactor de sal fundida 1004. En algunas implementaciones, como se ha explicado anteriormente, el sistema de reactor de sal fundida 1004 funciona completamente sobre el combustible nuclear gastado 1020 sin otra manipulación excepto la retirada de cualquier revestimiento. Por ejemplo, el sistema de reactor de sal fundida 1004 puede utilizar combustible nuclear gastado que tiene sustancialmente la composición material del material residual por el sistema de reactor de agua ligera 1002. En algunas implementaciones, el sistema de reactor de sal fundida 1004 puede recibir tipos diferentes o adicionales de materiales, que incluyen tipos adicionales o diferentes de combustible. Por ejemplo, el sistema de reactor de sal fundida 1004 puede recibir materiales de combustible de los arsenales de armas nucleares, o instalaciones de almacenamiento de residuos nucleares, o una combinación de estas y otras fuentes, como se ha mencionado anteriormente. En algunas implementaciones, combustible nuclear fresco puede ser combinado en distintas proporciones con combustible nuclear gastado.

En algunas implementaciones, el sistema de reactor de sal fundida 1004 puede incluir el sistema de reactor nuclear 101 de la fig. 1 u otro tipo de sistema de reactor nuclear configurado para quemar el combustible nuclear gastado 1020. El sistema de reactor de sal fundida 1004 puede ser co-ubicado con el sistema de reactor de agua ligera 1002, o con la instalación de residuos 1008, o con una combinación de cualesquiera dos o más de estos y otros tipos de sistemas e instalaciones. El sistema de reactor de sal fundida 1004 genera energía por una reacción del material de combustible nuclear gastado mezclado con un material de sal fundida. La energía de salida 1024 procedente de la reacción de la mezcla de combustible-sal puede ser convertida y emitida a la red eléctrica 1006. La red eléctrica 1006 puede distribuir la energía de salida 1024 a lugares de consumo 1007 en la forma de electricidad. En algunos casos, la red eléctrica 1006 puede convertir, condicionar o de otra manera modificar la energía de salida 1024 a un formato apropiado para distribución a la cuadrícula.

El sistema de reactor de sal fundida 1004 produce material residual 1026 como un subproducto de la reacción nuclear que genera la energía de salida 1024. En algunas implementaciones, el material residual 1026 procedente del sistema de reactor de sal fundida 1004 puede ser transferido a la instalación de residuos 1008. La instalación de residuos 1008 puede procesar, almacenar, o de otra manera gestionar el material residual 1026 producido por el reactor de sal fundida 1004. En algunas implementaciones, el material residual 1026 incluye un nivel significativamente más bajo de materiales de vida media radiactiva larga que el combustible nuclear gastado 1020. Por ejemplo, el sistema de reactor de sal fundida 1004 puede producir materiales residuales que incluyen principalmente productos de fisión que tienen vidas medias cortas, en comparación con los actínidos.

Otras implementaciones están dentro del marco de las siguientes reivindicaciones.

Por ejemplo, en algunos casos, las acciones enumeradas en las reivindicaciones pueden ser realizadas en un orden diferente y aún conseguir resultados deseables. Además, los procesos representados en las figuras adjuntas no

requieren necesariamente el orden particular mostrado, u orden secuencial, para conseguir resultados deseables. En algunos casos hemos descrito con dispositivos individuales o múltiples elementos para sistemas para realizar distintas funciones. En muchos casos, referencias al singular deben interpretarse como referencias al plural y a la inversa.

En algunas implementaciones del sistema y técnicas que se han descrito aquí, los operadores de los reactores de sal fundida serán compañías de red eléctrica. Una red eléctrica que hace funcionar un reactor de sal fundida puede poseer el reactor de sal fundida o puede alquilarlo de otra entidad. Si una red posee y hace funcionar el reactor de sal fundida, es probable que financie la construcción del reactor de sal fundida. Si el reactor de sal fundida es alquilado al operador, el fabricante del reactor de sal fundida es probable que financie la construcción.

En algunas implementaciones, una compañía eléctrica puede hacer funcionar reactores de agua ligera, que producen combustible nuclear gastado que podría ser entonces utilizado como combustible para los reactores de sal fundida, o la red puede ser pagada para tomar combustible nuclear gastado de otra entidad y utilizar el combustible nuclear gastado como combustible para los reactores de sal fundida. En algunas implementaciones, se prevé que el combustible nuclear gastado será procesado (por ejemplo, retirado de su revestimiento) en el lugar de reactor de sal fundida y es probable que la red que hace funcionar los reactores de sal fundida también procese el combustible nuclear gastado. En este caso, la compañía de la red podría comprar sal de halogenuro de un productor de sal y entonces mezclar la sal de halogenuro con combustible nuclear gastado procesado para crear la mezcla de combustible-sal para utilizar en un reactor de sal fundida. Alternativamente, una compañía separada puede ser pagada por una red o agencia gubernamental para tomar combustible nuclear gastado, mezclar este combustible nuclear gastado con una sal de halogenuro comprada de un productor de sal, y a continuación vender de la mezcla de combustible-sal para operadores de reactor de sal fundida.

En algunos ejemplos, los residuos producidos por los reactores de sal fundida serán tomados, por una tarifa, por una agencia gubernamental que supervisa la eliminación permanente de residuos. Estos residuos se procesarían (por ejemplo, vitrificado) una forma de residuo adecuado para colocar en una instalación de desechos a largo plazo. Si la eliminación inmediata no está disponible (como es actualmente el caso en todos los países), los residuos pueden ser almacenados en su lugar hasta que el almacenamiento a largo plazo resulte disponible, o puede ser tomados, por una tarifa, por una agencia gubernamental o una tercera parte para almacenamiento a corto plazo hasta que el almacenamiento a largo plazo resulte disponible.

Los mismos conceptos de utilizar hidruros o derivados ácidos del deuterio, tales como hidruros metálicos, como material de moderación, que se han descrito en el contexto de un reactor de sal fundida, pueden ser aplicados, por ejemplo, en reactores refrigerados de sal fundida o en sistemas accionados por aceleradores. Los reactores refrigerados de sal fundida utilizan distintos combustibles y refrigerantes, mientras los reactores de sal fundida utilizan combustible que es mezclado con el refrigerante. Los reactores refrigerados de sal fundida pueden tener elementos de combustible que son esencialmente de cualquier forma; formas probables son barras o bolas. El refrigerante de sal, que no contiene material combustible, fluye alrededor de estos elementos de combustible. Diseños de reactor refrigerado de sal fundida previos han propuesto utilizar grafito como un moderador. Estos diseños podrían ser alterados para utilizar moderadores de hidruro o de derivados ácidos del deuterio, por ejemplo, moderadores de hidruro metálico, en lugar de, o además de, moderadores de grafito. Moderadores de hidruro metálico para utilizar en reactores refrigerados de sal fundida pueden adoptar cualquiera de las formas descritas antes para utilizar en reactores de sal fundida.

Otra aplicación potencial de moderadores de hidruro o de derivados ácidos del deuterio está en unos sistemas accionados por acelerador (ADS). En ADS, los neutrones son producidos a través de un proceso conocido como espalación cuando un haz de protones procedente de un acelerador de energía alta está dirigido a un objetivo de metal pesado. Cuando el objetivo de metal pesado es rodeado por combustible nuclear, los neutrones de espalación pueden inducir la fisión en el combustible nuclear, que a su vez produce incluso más neutrones. Debido a que el combustible nuclear está en una configuración subcrítica, una reacción nuclear en cadena no puede ser sostenida sin los neutrones de espalación producidos por el acelerador. Esto significa que el reactor puede ser cerrado apagando simplemente el acelerador. Tal sistema es llamado un sistema accionado por acelerador.

ADS puede ser utilizado para destruir residuos de actínidos (por ejemplo combustible nuclear gastado procedente de reactores convencionales, uranio empobrecido, material de armas sobrante). Un moderador de hidruro o de derivado ácido del deuterio (por ejemplo, hidruro metálico) puede ser útil, ya que frenaría los neutrones de espalación de alta energía para energías que son más eficaces para transmitir o fisiónar el combustible que rodea los actínidos. También se ha propuesto torio alimentado con ADS. Tales sistemas utilizan neutrones de espalación y neutrones de fisión subsiguientes para convertir torio-232 a protactinio-233, que rápidamente decae a uranio-233 fisionable. La transmutación de torio-232 a uranio-233 es más eficaz con neutrones térmicos. Los moderadores de hidruro o de derivado ácido del deuterio podrían ser utilizados en tal torio alimentado ADS para suavizar el espectro de energía de neutrones para permitir un purgado más eficaz de U-233 a partir de torio.

Para ambos tipos de ADS, puede ser ventajoso colocar moderadores de hidruro o de derivado ácido del deuterio alrededor del objetivo de metal pesado para reducir la energía de los neutrones de espalación. Especialmente en el torio alimentado con ADS, puede ser ventajoso incluir tales moderadores no sólo alrededor del objetivo, sino también en la zona que rodea el combustible nuclear, cuando todo el sistema requiere un espectro de neutrón suave para una

producción óptima de U-233.

REIVINDICACIONES

1. Un reactor nuclear que comprende:
 - un material fisionable,
 - 5 una sal fundida, y
 - un material moderador que contiene un hidruro de zirconio (ZrH_x) en el que x está entre 1 y 4,
 - caracterizado por que
 - 10 el reactor nuclear comprende una estructura de moderador formada a partir del material de moderador y una trayectoria a lo largo de la cual el material fisionable y la sal fundida pueden fluir desde un extremo de salida del moderador en un bucle a un extremo de entrada de la estructura de moderador.
2. El reactor nuclear de la reivindicación 1 en el que el material moderador comprende $ZrH_{1,6}$, particularmente en el que el hidruro de zirconio está en una forma cristalina.
3. El reactor nuclear de la reivindicación 1 en el que el material moderador comprende una forma de hidruro de litio.
4. El reactor nuclear de la reivindicación 1 en el que el material moderador comprende una forma de hidruro de itrio, particularmente en el que la forma de hidruro de itrio comprende hidruro de itrio(II) (YH_2), hidruro de itrio(III) (YH_3) o una combinación de los mismos.
5. El reactor nuclear de la reivindicación 1 en el que el material moderador comprende una forma de derivado ácido del deuterio de zirconio.
6. El reactor nuclear de la reivindicación 1 en el que el material fisionable comprende uranio natural, uranio enriquecido, uranio empobrecido, plutonio o uranio procedente de combustible nuclear gastado, plutonio de mezcla de menor porcentaje procedente de materiales de armas nucleares sobrantes, torio y un material fisionable, material transuránico, o una combinación de cualesquiera dos o más de ellos; particularmente en el que el material fisionable comprende una relación fisionable a fértil del orden de 0,01-0,25.
7. El reactor nuclear de la reivindicación 1 en el que la sal fundida comprende fluoruro de litio, particularmente en el que el fluoruro de litio es enriquecido en su concentración de Li-7.
8. El reactor nuclear de la reivindicación 1 en el que la solubilidad de los actínidos en la sal fundida es suficiente para permitir que el material fisionable resulte crítico, particularmente en el que la solubilidad de actínidos en la sal fundida es al menos 0,3%, más particularmente al menos 12% o más particularmente al menos 20%.
9. Un método que comprende:
 - 30 en un reactor nuclear (100), hacer fluir material fisionable y sal fundida más allá de un material moderador,
 - caracterizado porque el material moderador comprende un hidruro de zirconio (ZrH_x) en el que x está entre 1 y 4.
10. El método de la reivindicación 9 en el que hacer fluir el material fisionable y la sal fundida más allá del material moderador comprende hacer fluir una mezcla de combustible-sal a través de un núcleo de reactor, comprendiendo la mezcla de combustible-sal el material fisionable y la sal fundida.
11. El método de la reivindicación 9 en el que el material fisionable comprende un vector de actínido de combustible nuclear gastado completo.
12. El método de la reivindicación 9 en el que material fisionable comprende partes pero no la totalidad de actínidos de combustible nuclear gastado.
13. El método de la reivindicación 9 en el que el material fisionable comprende combustible nuclear gastado sin procesar.
14. El reactor nuclear (100) de la reivindicación 1, que comprende además: un bucle principal (102) que comprende:
 - un núcleo de reactor (106) que comprende la estructura de moderador.
15. El reactor de la reivindicación 14 que comprende un bucle secundario (104) y un intercambiador de calor (112) para intercambiar calor entre el bucle principal y el bucle secundario.

16. El reactor de la reivindicación 14 que comprende un bucle intermedio, un bucle secundario, un intercambiador de calor para intercambiar calor entre el bucle principal y el bucle intermedio, y un intercambiador de calor adicional para intercambiar calor entre el bucle intermedio y el bucle secundario.

- 5 17. El reactor de la reivindicación 14 que comprende también una válvula de congelación, particularmente en el que la válvula de congelación controla el flujo entre el bucle principal y un subsistema de contención auxiliar, más particularmente entre el bucle principal y un depósito de almacenamiento refrigerado pasivamente del subsistema de contención auxiliar.

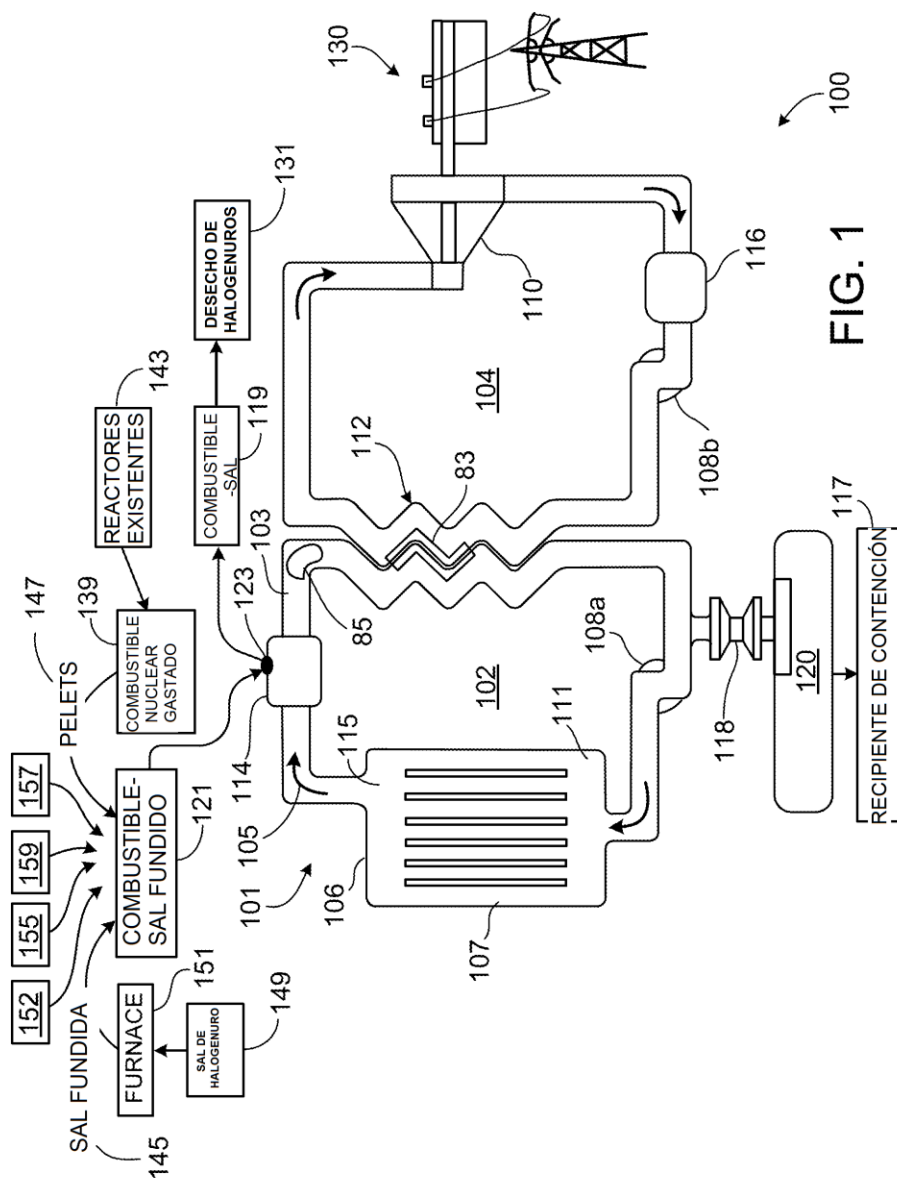


FIG. 1

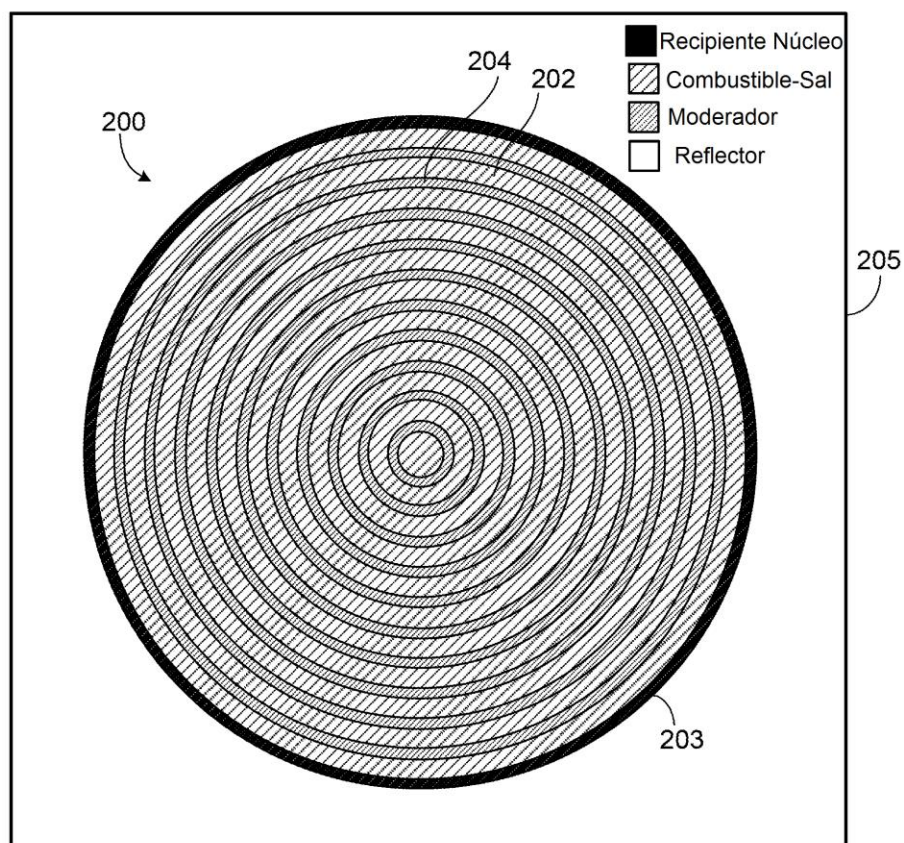
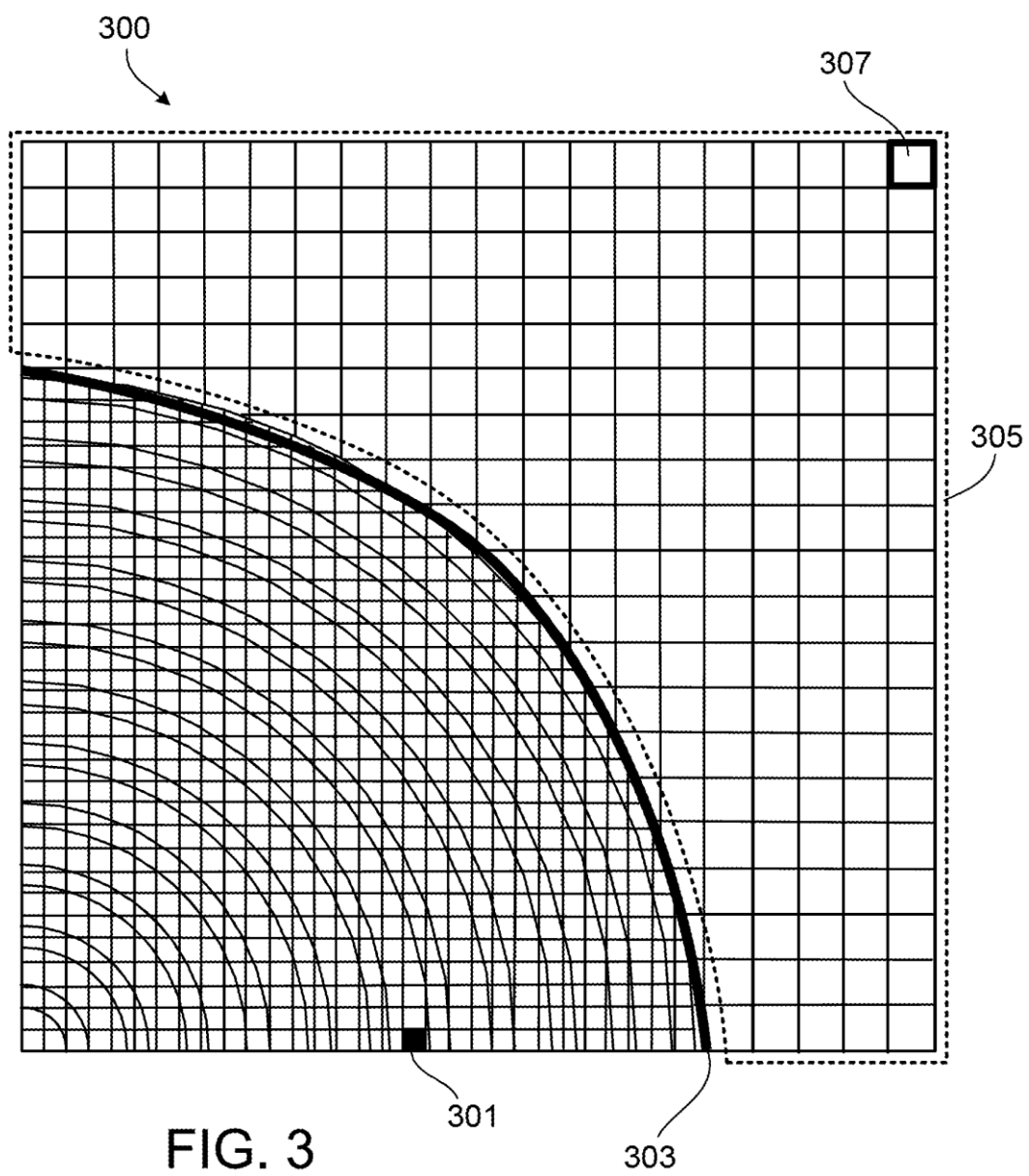


FIG. 2



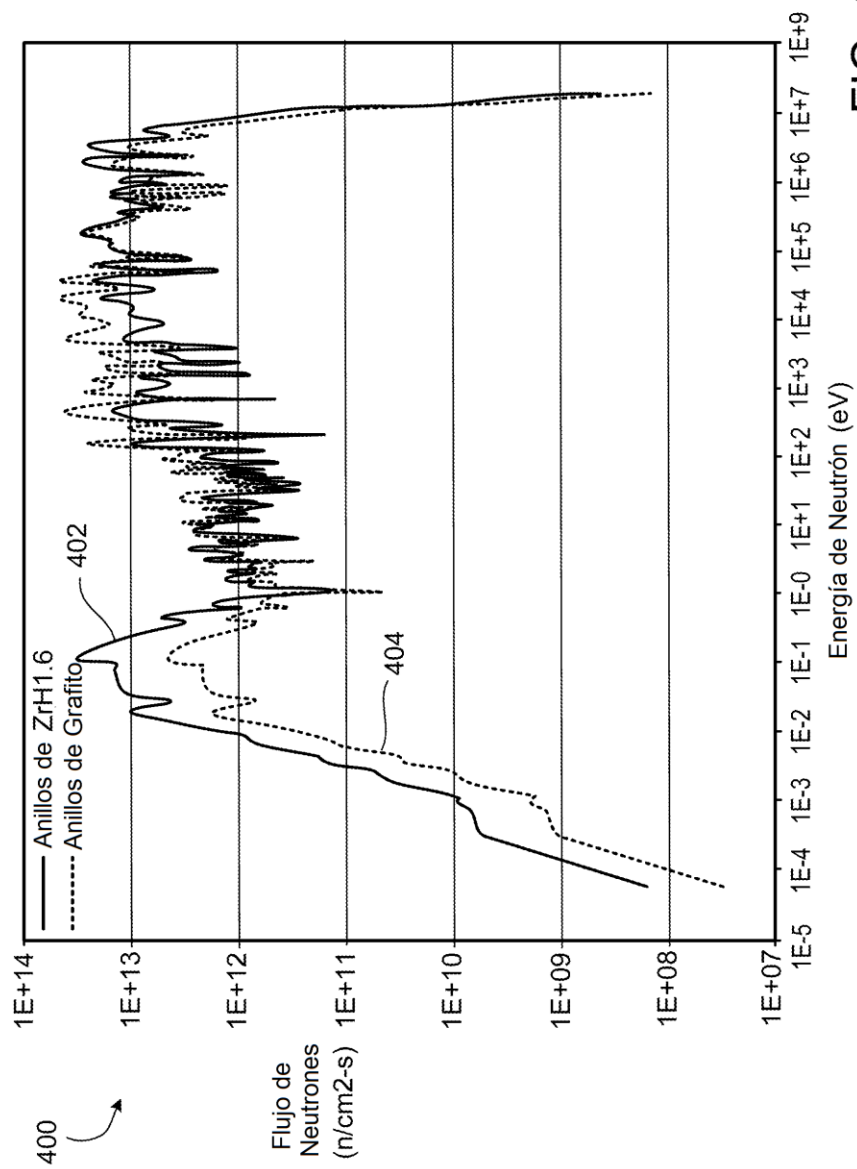


FIG. 4

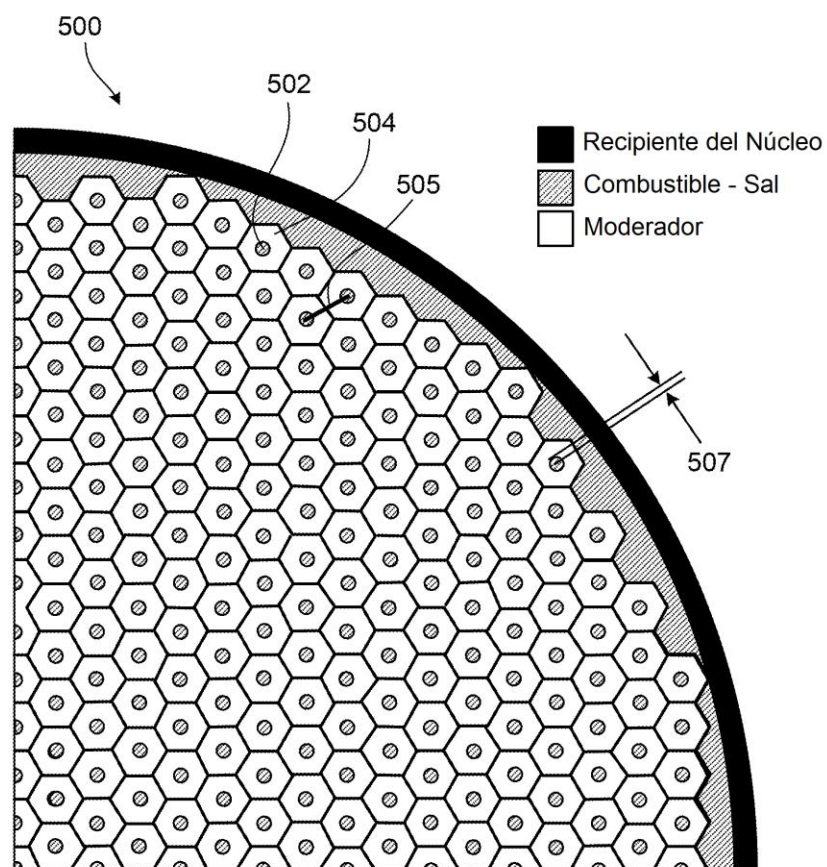


FIG. 5

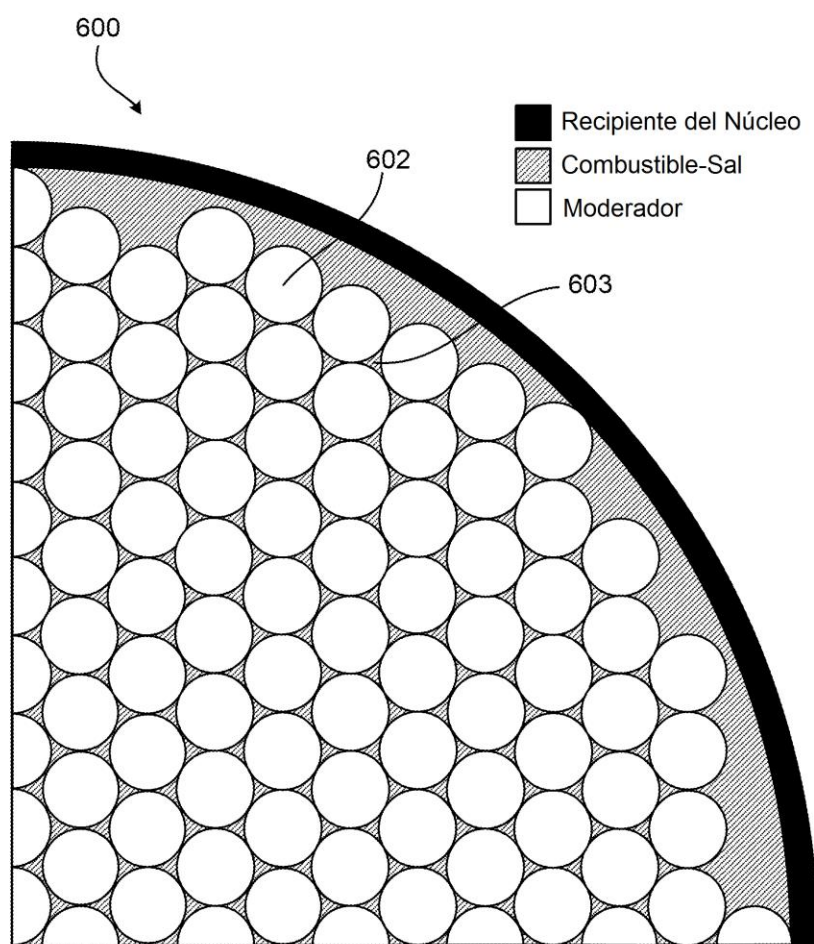


FIG. 6

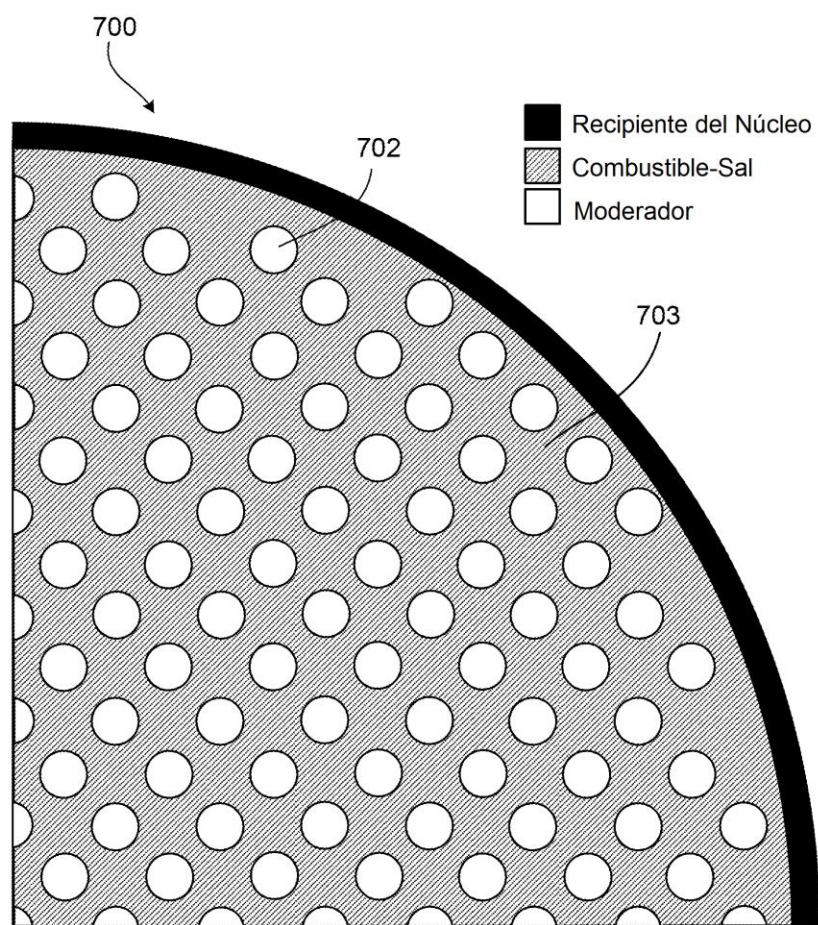


FIG. 7

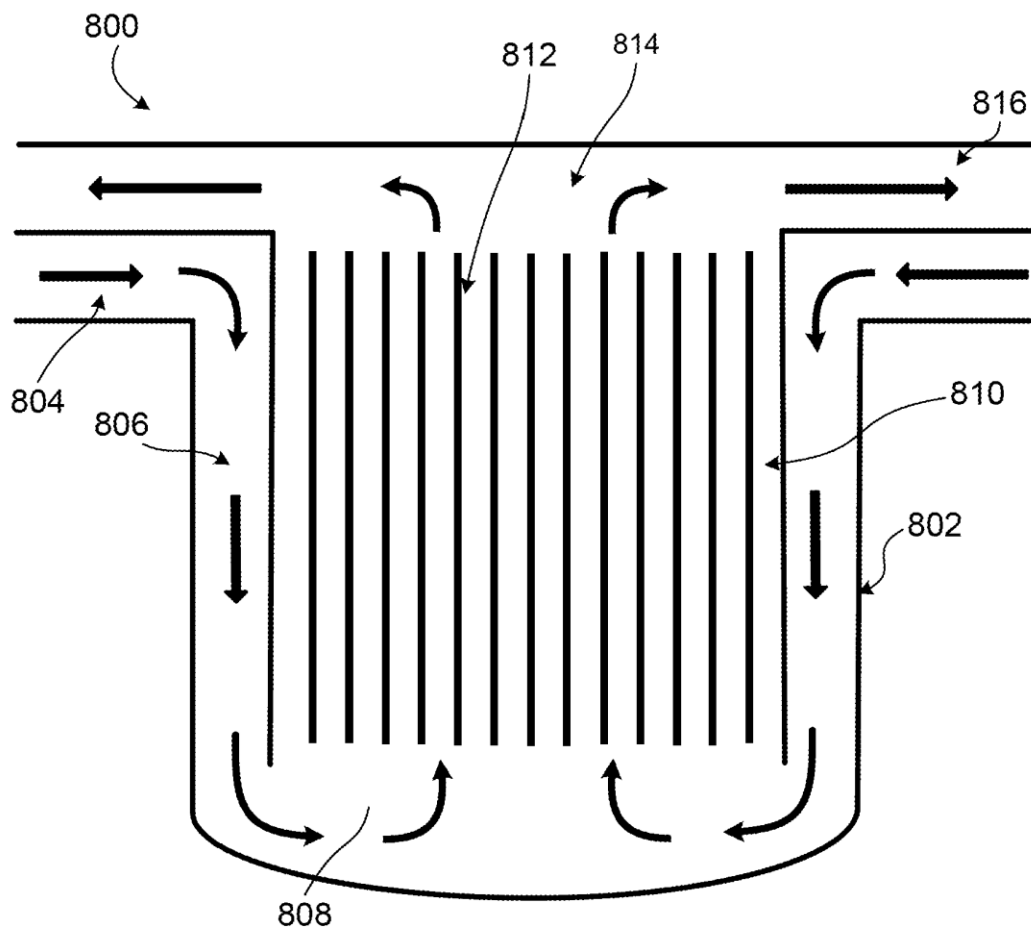


FIG. 8

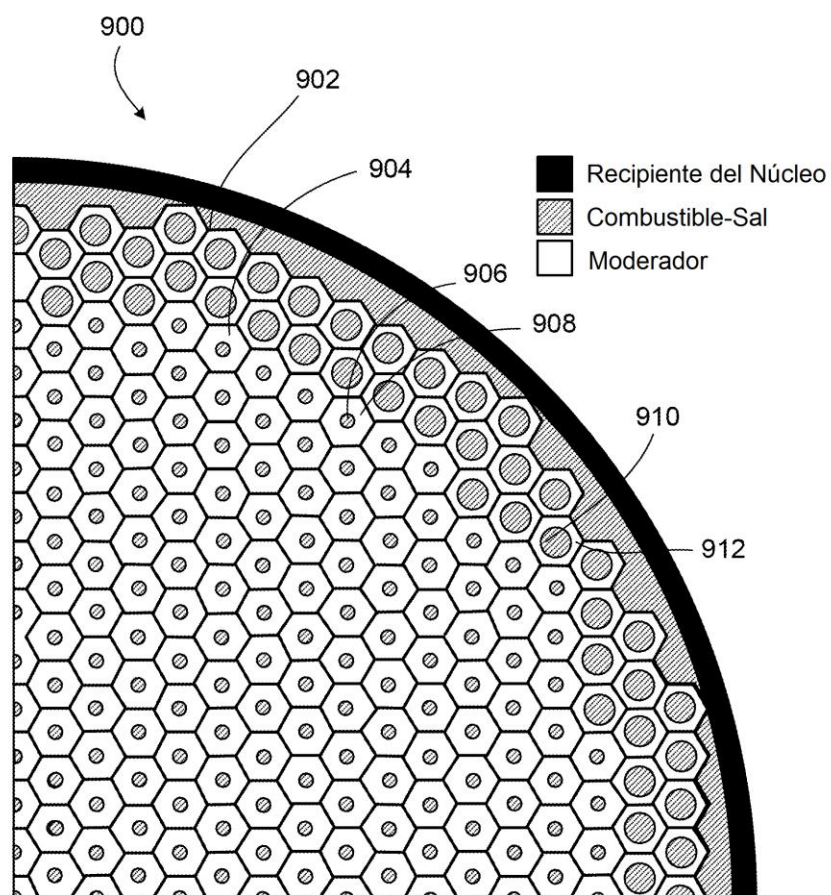


FIG. 9

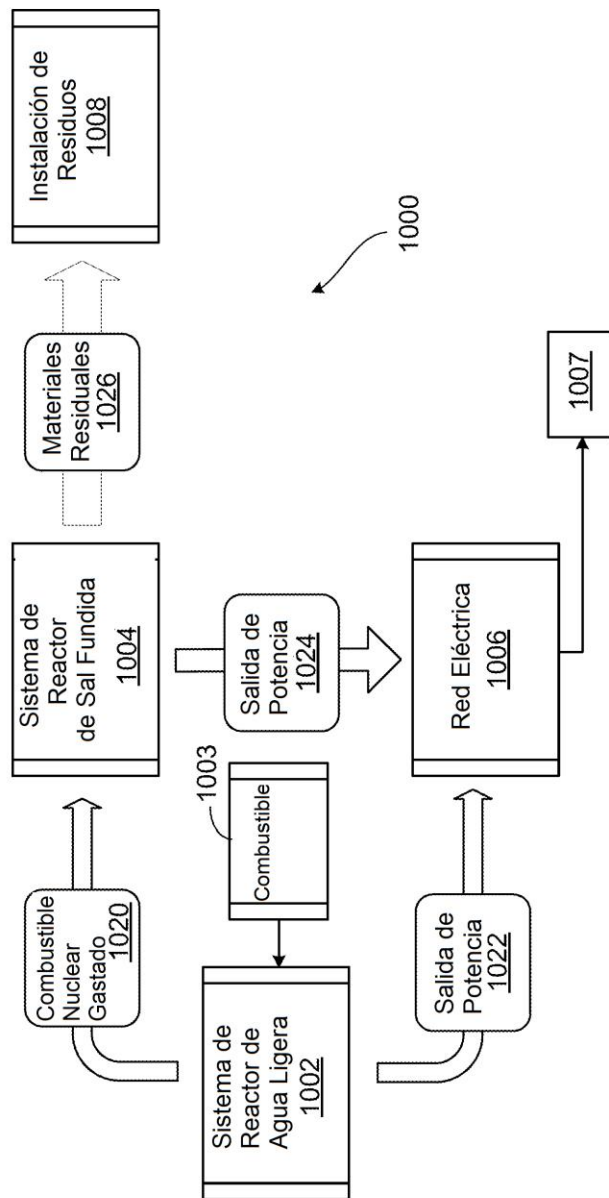


FIG. 10

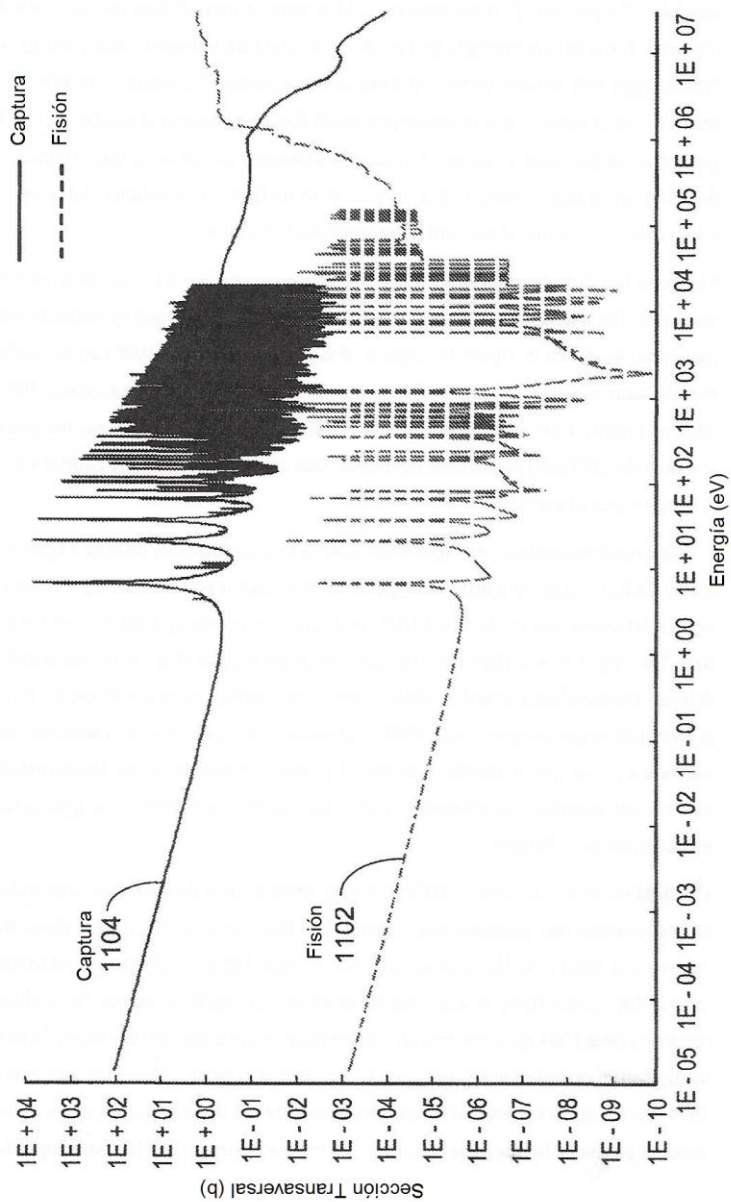


FIG. 11