

EL REACTOR DE SAL FUNDIDA DE TORIO

E.D. Greaves^a, H. Barros^a, K. Furukawa^{b†}, L. Sajo-Bohus^a

^aLaboratorio de Física Nuclear. Universidad Simón Bolívar, Caracas, Venezuela

^bThorium Tech Solution Inc., Japan

Fecha de recepción: 18 de julio de 2013 - Fecha de aceptación: 4 de octubre de 2013

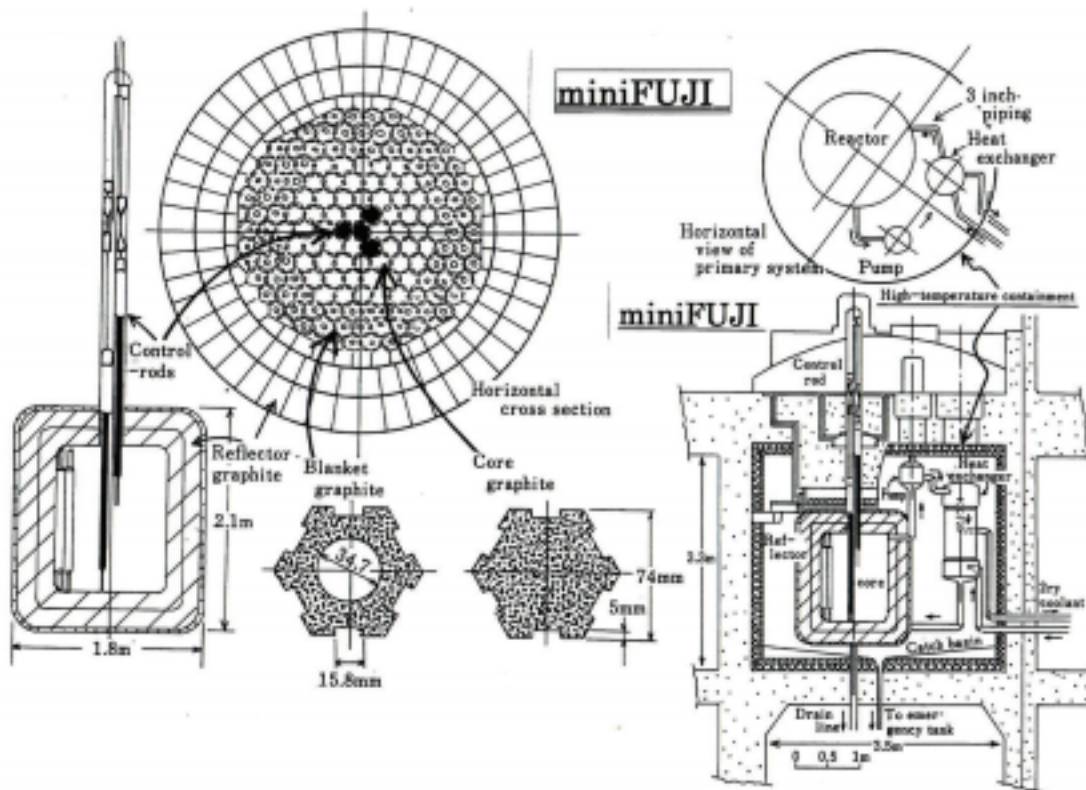


Imagen ilustrativa: China and Japan's Thorium Reactor. Fuente: www.nexbigfuture.com

Resumen

Se destacan algunos de los problemas más importantes de los actuales reactores tipo PWR y BWR, que usan uranio como combustible. Se muestra como el Reactor de Sal Fundida de Torio (Th-MSR) creado y operado en el Oak Ridge National Laboratory (ORNL), USA (1960s-1970s) y desarrollado como el Reactor FUJI por Furukawa y colaboradores (1980s - 1990s), da cuenta de esos problemas. Se revisan algunas propiedades relevantes del MSR, como su simplicidad, costo, seguridad, producción y reprocesamiento de desechos, eficiencia energética y su inherente resistencia a la proliferación de armas. Se describe el Th-MSR y el ciclo de combustible THORIMS-NES, concluyendo que sus propiedades superiores hacen de esta tecnología una opción de gran interés con la capacidad de suministrar buena parte de la energía que requerirá la región Suramericana en el futuro.

Palabras clave: Torio, sal fundida, reactor nuclear, energía nuclear, seguridad, procesamiento.

Abstract

Some of the major problems of current PWR and BWR reactors, which use uranium as fuel are highlighted. It is shown how the Molten Salt Reactor Thorium (Th-MSR) created and operated at Oak Ridge National Laboratory (ORNL), USA (1960s-1970s) and developed as the Reactor FUJI by Furukawa and colleagues (1980s - 1990s), accounts for these problems. Some relevant properties of the MSR are reviewed, as their simplicity, cost, safety, production and reprocessing of waste, energy efficiency and inherent resistance to weapon proliferation. Th-MSR and THORIMS-NES fuel cycle are described, concluding that their superior properties make this technology a very interesting option with the ability to provide much of the energy required for the South American region, in the future.

Keywords: thorium, molten salt, nuclear reactor, nuclear energy, safety, processing

1. INTRODUCCIÓN

La solución de desigualdades sociales y de la pobreza de buena parte de nuestra población requiere asegurar una fuente adecuada de energía barata y limpia. La tasa de crecimiento del consumo de energía primaria mundial es de un 2.3% al año, lo que implica que cada 30 años se duplica la demanda. El uso extensivo de combustibles fósiles trae como consecuencia la producción de gases de efecto invernadero, CO₂ principalmente, y el riesgo del calentamiento global. El desarrollo e introducción de energías alternativas (eólica, solar, etc.) es una necesidad. Sin embargo, la mayoría de estas fuentes son de baja densidad energética, dependientes de factores ambientales y con la tecnología disponible son imprácticas como fuentes de potencia para industrias de gran escala. La fusión nuclear es una fuente de potencia práctica, pero aun hoy es una posibilidad para el futuro distante. Por ello, la única alternativa tecnológica ya desarrollada, capaz de suplir las necesidades energéticas mundiales, es la fisión nuclear y dada una tecnología es posible duplicarla en un tiempo suficientemente corto (~10 años) [1,2]. La generación actual de energía por fisión (BWR y PWR) adolece de varios problemas importantes; su no aceptación social incluso después de 60 años de desarrollo, el peligro de la proliferación de armas nucleares, la complejidad extrema de los reactores de combustible sólido, la ineficiente utilización del contenido energético del combustible (5%), la consecuente necesidad de cambio periódico de las barras de combustible lo que resulta en la acumulación de desechos de combustible gastado altamente tóxico y el uso de contenedores a muy alta presión lo cual constituye un importante aspecto de la seguridad y el riesgo de accidentes. En este trabajo se describe el Sistema de Energía Nuclear de Sal Fundida de Torio, THORIM Molten Salt Nuclear Energy System (THORIMS-NES), que es un concepto diseñado para solventar la mayor parte de los problemas mencionados.

2. EL SISTEMA NUCLEAR THORIMS-NES

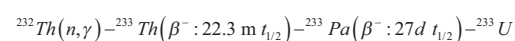
El Sistema de Energía Nuclear de Sal Fundida de Torio (THORIM-NES) es un concepto de ciclo completo [2]. En este se propone un reactor nuclear de potencia (FUJI) radicalmente diferente de los usados actualmente. A) Utiliza torio en lugar de uranio como elemento fértil para producir el ²³³U que es fisil. B) Usa combustible líquido en lugar de elementos de combustible sólidos. C) Separa la producción de energía nuclear de la reproducción de combustible por medio de un simple Reactor de Sal Fundida de Torio (Th-MSR) usado exclusivamente para generación de energía, inicialmente con ²³⁵U o ²³⁹Pu y posteriormente con el ²³³U producido. D) Usa un acelerador para la producción del combustible fisil (Accelerator Molten Salt Breeder, AMSB) y E). Incorpora el reprocesamiento de combustible en centros regionales. Éste es un sistema simbiótico en el que cada función es optimizada por su simplicidad. El concepto THORIMS-NES incluye un cronograma planificado: El primer paso es la construcción de un miniFUJI, un pequeño reactor de potencia de 10 MWe para recuperar el conocimiento práctico (know-how) del Oak Ridge National Laboratory (ORNL), EEUU, obtenido entre 1964-1969 cuando se realizó el experimento del reactor de sal fundida (MSRE) [3]. El miniFUJI es un reactor de demostración que puede ser desarrollado en un corto tiempo (~7 años). El segundo paso es el reactor FUJI, un reactor de sal fundida de torio simple, seguro y confiable que utilizará inicialmente ²³⁵U o ²³⁹Pu proveniente de armas nucleares desmanteladas o del reprocesamiento del combustible gastado, este reactor de 150 MWe puede estar operacional en 14 años.

El tercer paso, estimado en unos 25 años, es el establecimiento de

Centros Regionales de Reprocesamiento Químico y Producción de ²³³U por medio de reacciones tipo spallation en los aceleradores AMSB, para suplantar el uso de uranio o plutonio y entrar así en la era de la energía nuclear del torio.

3. ¿POR QUÉ TORIO?

Los reactores con combustible de torio tienen una gran cantidad de ventajas sobre aquellos que utilizan uranio. El torio es geoquímicamente tres o cuatro veces más abundante que el uranio en la corteza terrestre, se han confirmado recursos de unas 2 millones de toneladas y se ha estimado al menos el doble [4]. El torio natural tiene un solo isótopo, el ²³²Th, y su abundancia isotópica es del 100%, a excepción de unos 10 ppm de ²³⁰Th. Esto implica que no son necesarios los procesos de enriquecimiento. El torio refinado químicamente se agrega directamente a la sal fundida como se detallará. El ²³²Th dentro del reactor es convertido en el combustible fisil ²³³U por medio de la reacción:



El ²³³U es un combustible ideal para reactores térmicos con la ventaja de que en el proceso puede ser eliminada en gran medida la producción de elementos transuránidos de larga vida media (TRU, o actínidos) incluidos los isótopos del Pu, que generalmente son elementos que tienen vidas medias que exceden los 10.000 años y más. La producción de actínidos en un reactor de torio está estimada en unos 2 o 3 órdenes de magnitud menos que en el caso de los reactores de uranio. Esto se debe a que el ²³²Th tiene considerablemente menos masa que el ²³⁸U. En particular, la prácticamente insignificante producción de plutonio hace del reactor de torio una tecnología resistente a la proliferación de armas nucleares. El plutonio es el isótopo ideal para fabricar armas nucleares debido a la débil radiactividad que lo acompaña; el ²³³U podría en principio utilizarse también pero sería extraordinariamente difícil desde el punto de vista tecnológico debido a la alta radiactividad asociada. La razón es que es muy difícil separarlo del ²³²U (68.9 años $t_{1/2}$) que tiene una altísima actividad gamma, lo cual crea la necesidad de sofisticados mecanismos de manipulación remota. La inevitable producción del ²³²U ocurre en el sistema de combustible de torio mediante varias reacciones de captura neutrónica [5]. De hecho, nunca se ha desarrollado un sistema de defensa utilizando ²³³U debido a los inconvenientes con este isótopo [6]. El transporte de cantidades significativas de ²³³U, con niveles de ²³²U por encima de los 10 ppm, requiere de manipulación remota y constituye un elevadísimo riesgo de seguridad radiológica, lo cual dificulta aún más las operaciones por la

necesidad de importantes blindajes de plomo o concreto. Esto es debido a las emisiones gamma de alta energía de sus productos de decaimiento ^{212}Bi (1.8 MeV) y ^{208}Tl (2.6 MeV) que lo hacen muy fácilmente detectable.

4. ¿POR QUÉ UN COMBUSTIBLE LÍQUIDO?

La idea de un reactor de combustible líquido fue dada por el Premio Nobel Dr. Eugene Wigner [7]. Este concepto fue luego desarrollado por el Oak Ridge National Laboratory (ORNL), EEUU, en el Molten-Salt Reactor Program (MSRP) durante 1957-1976 [8] bajo el liderazgo de su sucesor Dr. Alvin Weinberg. En el transcurso de este programa un Reactor de Sal Fundida (MSR) operó en el ORNL durante cuatro años, desde 1964 hasta 1969. La operación fue exitosa, sin ningún accidente o incidente y los desarrollos fueron documentados en detalle. Esta extensa e invaluable literatura está libremente accesible en el sitio Web establecido por Kirk Sorensen en 2010 [9]. La operación de un reactor de potencia con combustible líquido, en contraposición con la práctica bien establecida asociada a los elementos de combustible sólido, tiene un gran número de ventajas. Parte de éstas se debe al medio líquido que se desarrolló durante el MSRP: una mezcla eutéctica de fluoruro de litio y de berilio llamada FLIBE, con torio fértil y uranio o plutonio fisiles disueltos en la sal fundida de fluoruros ($\text{LiF}\cdot\text{BeF}_2\cdot\text{ThF}_4\cdot^{233}\text{UF}_4$; 73,78 – 16 – 10 – 0,22 mol %). Este fluido tiene una triple función: 1.- como elemento líquido de combustible, 2.- como medio de transferencia del calor, 3.- como medio de procesamiento de combustible.

4.2 Elemento líquido de combustible.

En un reactor de sal fundida los isótopos fisiles, los fértiles y los productos de la operación del reactor, tanto productos de fisión como elementos pesados producidos por reacciones de captura neutrónica, residen como elementos iónicos disueltos en la sal fundida. El líquido es forzado a circular de modo que solo cuando entra en la cámara de reacción, con moderador de grafito, se dan las condiciones para que se alcance la criticalidad en la reacción nuclear. El combustible genera calor debido a la fisión y el líquido caliente sale de la cámara de reacción y la criticalidad de esa fracción del combustible cesa mientras circula hacia el intercambiador de calor y hacia otros dispositivos, para eventualmente retornar a dicha cámara. Los elementos de combustible sólido sufren daños debido a la radiación en los reactores convencionales, este daño determina la corta vida útil de dichos elementos, de tal modo que consideraciones de seguridad determinan de manera obligatoria el cambio de estos elementos

cuando apenas entre de 5% a 10% de su energía útil ha sido aprovechada. En contraposición, un combustible fundido líquido no puede sufrir daños estructurales, esta propiedad determina que no hay necesidad de reemplazar los elementos de combustible durante la vida del reactor. La química del combustible líquido puede ser monitoreada y ajustada en línea mediante la simple adición de componentes en una sección externa fuera del contenedor del reactor. Así, es sencillo adicionar más sal fundida con ^{233}U , ^{235}U o ^{239}Pu fisiles para mantener una composición óptima del combustible a medida que estos isótopos se consumen. Del mismo modo se pueden extraer los componentes perjudiciales como los gases radiactivos ^{133}Xe (5.2 d $t_{1/2}$) y ^{135}Xe (9.1 h $t_{1/2}$). Estos gases actúan como “venenos” para los neutrones debido a su elevada sección eficaz de captura de neutrones térmicos, ejemplo: 2.6×10^6 barns para el ^{135}Xe [10]. La eliminación de estos gases se realiza mediante la inyección de helio como gas portador y luego son capturados en carbón activado y almacenados hasta que decaigan para su disposición final. Gracias a la remoción de gases, la potencia del reactor puede ser reducida o incrementada en función de la demanda energética, si limitaciones que imponen el incremento del Xe en los reactores convencionales. En los reactores de sal fundida el contenedor del reactor puede operar a bajas presiones, de hecho se requiere solo la presión necesaria para hacer circular el combustible. La presión contemplada en un MSR es de unos 0.5 MPa (4.93 atm o 72,5 PSI) lo que contrasta notablemente con los 15 MPa (148 atm o 2180 PSI) que son necesarios en los PWR. Adicionalmente como no hay que cambiar elementos combustibles no es necesario que el núcleo tenga una brida de alta presión removible lo cual constituye una gran ventaja en cuanto a riesgos y a costos. La posibilidad de una falla catastrófica del contenedor del reactor desaparece por completo en los reactores de combustible líquido. Un reactor de sal fundida, al igual que un reactor de refrigeración mediante metal líquido, puede operar a altas temperaturas, de hecho varios centenares de grados por encima de cualquier reactor refrigerado por agua. Esto implica una eficiencia térmica significativamente superior para la producción de energía eléctrica, y la posibilidad de producir hidrógeno que es relevante para el establecimiento de una economía motorizada por esta tecnología, lo cual está siendo considerado con gran interés [11].

4.3 Como medio de transferencia de calor.

Son muy importantes las propiedades físicas y térmicas del FLIBE como base de los combustibles de sal fundida, este medio es un solvente con excelentes características de fluido refrigerante. (1) En primer lugar es un medio a baja presión, (2) tiene una gran capacidad calórica debido a que sus constituyentes fundamentales son iones de masa muy baja, (3) tiene baja viscosidad y (4) tiene un número de Prandtl apropiado de 10 a 20 en la sal combustible.

Entre distintos sistemas de sal fundida, el parámetro de transferencia de calor por unidad de potencia de bombeo alcanza su valor máximo justamente para el FLIBE, que además es un líquido de una sola fase (punto de fusión 480-530°C, punto de ebullición 1400°C) lo que lo hace ideal como fluido primario de transferencia calórica desde el contenedor del núcleo del reactor

4.4 Como medio de procesamiento de combustible.

En el sistema THORIMS-NES el medio de procesamiento es el mismo FLIBE, y éste se realiza con métodos a altas temperaturas llamados generalmente Procesamiento seco o Piroprocesamiento y constituyen una alternativa a otros métodos hidro- metalúrgicos usados para reprocessar combustibles gastados. Entre sus ventajas están; (1) no utiliza solventes

que contienen moderadores de neutrones, como H y C, que crean riesgos de accidentes por criticidad, (2) son más compactos que los medios acuosos, (3) pueden ser separados casi todos los elementos contenidos en el combustible gastado, dejando solo los elementos fértiles o físis, los productos de fisión y los transuránidos, (4) los equipos de separación son mucho más simples, (5) es un medio de procesamiento que no sufre daños por radiación. Los componentes se separan por medio de procesos químicos como son: (1) Electro deposición, (2) Absorción en un cátodo de metal líquido (Cd o Bi) [13], (3) Producción de compuestos volátiles que pueden ser separados por destilación fraccional [14], o (4) Precipitación selectiva de óxidos [15]. El reprocesamiento del combustible del reactor de sal fundida se simplifica muchísimo en este medio porque todos los materiales que se desea procesar, separar o recuperar se encuentran en un medio fundido adecuado, lo que representa una enorme ventaja comparado con el procesamiento de combustibles sólidos.

5. REACTOR FUJI

Los reactores de potencia de la serie FUJI están diseñados sobre la base del reactor del exitoso programa MSRP desarrollado en el ORNL [16]. Sin embargo, existen importantes diferencias que se han intentado incorporar al diseño: Simplificar el reactor, flexibilidad en cuanto a su tamaño y alcanzar la auto sustentabilidad en la relación producción/gasto del combustible físil ^{233}U , lo cual permite una operación más simple y estable que requiere un mínimo de mantenimiento. Este desempeño casi ideal es parcialmente alcanzado por el concepto FUJI, eliminando el procesamiento químico in situ en continuo y el reemplazo periódico del núcleo de grafito, los cuales eran necesarios en el ORNL Molten Salt Breeder Reactor (MSBR). [18].

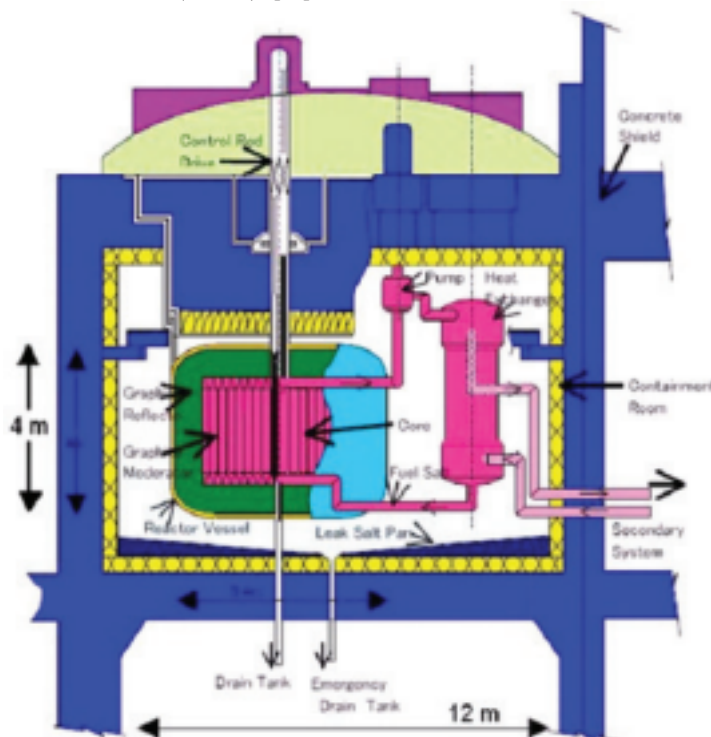


Figura 1. Sección del sistema primario del reactor de sal fundida FUJI [17]

La Figura 1 muestra una sección vertical del núcleo del reactor y el circuito primario de sal fundida del sistema FUJI. El diseño conceptual estándar del FUJI [19] es de 350 MW térmicos y 160 MW eléctricos. El contenedor del reactor es un cilindro de 5.4 m de diámetro y 4.0 m de altura casi completamente lleno de grafito (93.9%) y sal fundida, con una distribución como la indicada en la Figura 2.

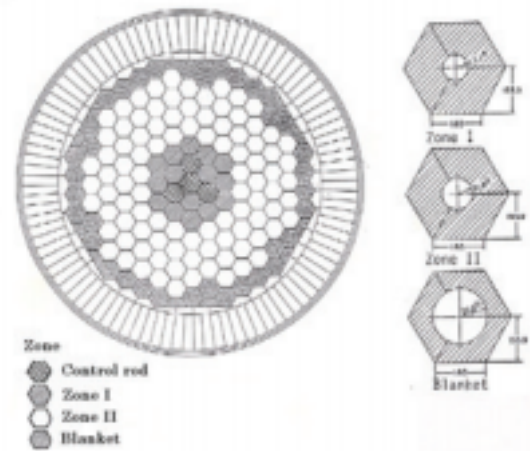


Figura 2 Sección del núcleo de grafito del reactor. Molten-Salt Power Reactor FUJI [19]

El contenedor del reactor es sellado en la fábrica y no requiere ser abierto durante toda su operación. El núcleo del reactor está hecho de combustible líquido fluyendo directamente dentro de tubos hexagonales perforados en el grafito que actúa como moderador y reflector de neutrones. La cantidad de grafito es de 161 toneladas distribuidas para dar el mejor desempeño posible y alcanzar una conversión inicial de 1.002. El moderador de grafito no se pretende reemplazar durante toda la vida útil del reactor. Para prevenir su deterioro la radiación de neutrones se limita a 3×10^{22} nvt (< 50 keV). Por lo que la máxima fluencia de neutrones en el núcleo debe ser menos de 6×10^{13} $\text{n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ en unos 30 años, con 60% de carga como estación local de potencia. Para ello se utiliza grafito de alta calidad con elevada resistencia a la radiación y tamaño de poro pequeño ($< 1 \mu\text{m}$). El FUJI emplea barras de control de potencia hechas de grafito y barras de control de apagado de B4C. Cuando se insertan las barras de control de grafito en el núcleo del reactor éstas funcionan como moderadoras y promueven la reacción de fisión, al contrario de las convencionales barras de control por absorción. En el modo de operación a prueba de fallos (fail-safe mode) las barras de grafito serán retiradas automáticamente en caso de emergencia. El combustible estándar del FUJI es ${}^7\text{LiF} \cdot \text{BeF}_2 \cdot \text{ThF}_4 \cdot \text{UF}_4$ (69.78-18-12-0.22 mol%). El volumen total de la sal fundida es de 13.7 m^3 fluyendo a una tasa de $33.2 \text{ m}^3/\text{min}$. El diámetro interno de cada conducto es de 25 cm. La aleación estructural es el Hastelloy N, una aleación de Ni, que es apropiada para temperaturas de hasta 1170 K o más. Por lo que el reactor puede operar como suministro de calor industrial hasta unos 930 K, y en el futuro se podrán alcanzar los 1030 K. Como tal, esto permite la producción de hidrógeno, la cogeneración, la desalinización y la distribución de calor. Unas bombas centrífugas transfieren el combustible fundido a los intercambiadores de calor, donde

éste es transferido a un circuito secundario de refrigeración cuyo medio es otra sal, $\text{NaBF}_4\text{-NaF}$, que transporta el calor a un generador de vapor supercrítico para la generación eléctrica; lo que resulta en una eficiencia térmica de más del 44%. Se han realizado varios análisis para establecer las características nucleares de núcleo del reactor FUJI cuando se usan distintos materiales fisibles (^{233}U , ^{235}U y ^{239}Pu) [20] con varias potencias de salida. Una imagen esquemática completa del FUJI molten salt reactor se presenta en la Ref. [20]. Ésta incluye; el edificio que contiene el reactor, el circuito primario de transferencia de calor, el circuito de sal de refrigeración secundaria, el generador supercrítico de vapor, las turbinas y los generadores eléctricos. El diseño del reactor tiene un sistema de contención con tres niveles de seguridad: El núcleo del reactor está dentro de un contenedor primario de Hastelloy N que a su vez está dentro de un contenedor a alta temperatura. El nivel terciario es el edificio que contiene al reactor. El diseño es extremadamente seguro ya que el combustible es crítico solo dentro del núcleo. En el improbable caso de que exista alguna fuga de combustible la sal fundida será atrapada por una tolva para derrames y fluirá a un tanque de drenaje que previene cualquier escape de material radiactivo. La protección al sobrecalentamiento la provee una “válvula de congelamiento” (Freeze Valve) que consiste en un conducto enfriado activamente donde la sal, debajo de su punto de fusión, tapa el conducto. Un sobrecalentamiento o falla en la alimentación eléctrica causa la fusión de la válvula y el combustible pasa automáticamente a un tanque de drenaje con refrigeración pasiva.

6. CONCLUSIONES

Seguridad. Es prácticamente imposible que ocurra un accidente severo o una explosión en un reactor FUJI debido a la baja presión de su núcleo 0.5 MPa (72 psi, 5.1 kg/cm²). La sal fundida es inerte y no reacciona con el agua o el aire. El punto de fusión del FLIBE es de 1673 K, mucho más alto que la máxima temperatura de operación 973-1030 K. El combustible (< 1% ^{233}U) es crítico solo dentro del termalizador de grafito, por lo que la sobre-criticalidad es imposible. No hay posibilidad de falla, ruptura o fusión de los elementos de combustible, pues no existen. La remoción permanente de gases radiactivos; Tritio, Kriptón y Xenón, evita su acumulación en el combustible y hace imposible su escape en caso de algún incidente. Más aún sin el envenamiento por Xenón se puede modificar la potencia del reactor en función de la demanda. En caso de pérdida de potencia eléctrica, (como en el caso del accidente de Fukushima I, Japón, el 11 de Marzo de 2011) una válvula de refrigeración drena automáticamente el combustible a un tanque de

enfriamiento pasivo rodeado de agua con boro, asegurando un apagado automático.

Desechos nucleares. El combustible en el reactor (la sal fundida) permanece permanentemente en el reactor (30 años) así que no hay necesidad de piscinas de enfriamiento para combustible agotado. El Torio es un material fértil que produce muy poca cantidad de actínidos (transuránidos) lo que implica 2 o 3 órdenes de magnitud menos desechos nucleares de vida media larga. La sal fundida es un medio ideal para el reprocesamiento y recuperación del uranio y del plutonio de los desechos nucleares, ya que es el mismo medio tanto para la producción de energía como para el procesamiento.

No Proliferación Nuclear y Terrorismo. El reactor de torio de sal fundida (Th-MSR) Produce una cantidad despreciable de plutonio y puede ser usado para quemar ^{239}Pu y ^{235}U actualmente almacenados para armas nucleares. Este sistema produce ^{233}U , el cual es muy difícil de usar para hacer armas nucleares, y es muy difícil de transportar debido a sus altísimos niveles de radiación gamma. Además, es muy difícil producir la masa crítica necesaria de este isótopo.

Simplicidad. No hay necesidad de plantas de fabricación de barras de combustible y no hay elementos de combustible que deban ser reemplazados o reubicados periódicamente, esto redundaría en bajos costos de construcción y operación lo que implica que es una fuente de energía económica a corto y a largo plazo.

Ventajas para Sur América. El Reactor de Sal Fundida de Torio ayudará a asegurar el mantenimiento del continente como una zona libre de armas nucleares. Además, ayudará a alcanzar la independencia energética de compañías y países extranjeros (imperiales) y evitará tanto el peligro real como la excusa del terrorismo usada como argumento de injerencia. Se pueden utilizar las fuentes de torio disponibles en la región, como las existentes en Venezuela y Brasil. El modesto tamaño del reactor y su tecnología relativamente simple, además de su elevada seguridad intrínseca, permite su desarrollo cerca de los centros industriales o de población que requieran la energía. Hoy en día hay varios países interesados en el desarrollo del Th-MSR; Japón, República Checa, Rusia, Francia, Turquía, Singapur, Venezuela y China [21].

Referencias

- [1] Furukawa K., et al., (17 coautores) (2008) A road map for the realization of Global scale Thorium Breeding Fuel Cycle by single Molten-Fluoride Flow. *Energy Conversion & Manag.* 49, 1832-1845.
- [2] Furukawa K., Lecocq A., Kato Y. & Mitachi K. (June, 1991). Radiowaste management in global application of Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics with Accelerator Breeders Saltsjobaden, SWEDEN, LA-12205-C, 686 (1991); UC-940, p.686 (1991).
- [3] Rosenthal M. W., Briggs R. B. & Haubenreich P. N. Molten-Salt Reactor Program Semiannual Progress Report. Period Ending August 31, 1970 ORNL-4622. 3. Rothenthal, M.W. Haubenreich P. N. & Briggs R. B.(1972) The Developmental Status of Molten-Salt Breeder Reactors, ORNL-4812.
- [4] IAEA (2000) Th based fuel options in the 1990s, IAEA-TECDOC-1155, p.7.
- [5] ORNL-5132, (1976). Molten-salt Reactor Program, Semiannual Progress report for Period ending February 29, 1976, 7-12; Ganesan, S. Sharma, Amit Raj & Wienke, H. (2002). New investigations of the criticality property of pure ²³²U. *Annals of Nuclear Energy* 29, 1085–1104
- [6] C. W. Forsburg and L. C. Lewis (1999-09-24). “Uses For Uranium-233: What Should Be Kept for Future Needs?”. ORNL-6952 (Oak Ridge National Laboratory).
- [7] Weinberg, A.M. (1997) The proto-history of the molten salt system. *J. Accel. & Plasma Research*, 2(1) 23-26.
- [8] Rothenthal, M.W., Haubenreich P. N., & Briggs R. B.(1972) The Developmental Status of Molten- Salt Breeder Reactors, ORNL-4812; Engel J. R., Grimes W.R., Bauman H. F., McCoy E. H. Dearing J. F. & Rhoades W. (1980) A Conceptual design Characteristics for a Denatured Molten- Salt Reactor with Once-Through Fueling. ORNL/TM-7207 July 1980.
- [9] Sorensen K. (2010). Accesado Marzo 2011. Asequible en: <http://energyfromthorium.com/pdf/>
- [10] Stacey, W. M. (2007). *Nuclear Reactor Physics*. Wiley-VCH. p. 213. ISBN 3527406794.
- [11] Häussinger P., Lohmüller R. & Watson A. M. (2002) “Hydrogen” Ullmann’s Encyclopedia of Industrial Chemistry, Wiley-VCH, Weinheim.
- [12] Kennedy Joseph W. (1950) Lithium Isotope Separation By Electrolysis Los Alamos Scientific Laboratory L.A-1156 September 4, 1950; Yang H, He N., Tang G., Li Y. & Zhang Y.; (2010) Growth kinetics of boride layer by molten salt electrodeposition. *Mechanical and Electrical Technology (ICMET)*, 2010 2nd International Conference: Singapore 10-12 Sept. 2010. ISBN: 978-1-4244-8100-2 pp 323 – 326.
- [13] Delpech S., Merle-Lucotte E., Heuer D., Allibert M., Ghetta V., Le-Brun C., Doligez X. & Picard G. (2008) Reactor physic and reprocessing scheme for innovative molten salt reactor system. *Journal of Fluorine Chemistry* 130 (2009) 11-17. doi:10.1016/j.jfluchem.2008.07.009.
- [14] J.R. Hightower, L.E. McNeese, B.A. Hannaford, and H.D. Cochran, (August 1971). Low-Pressure Distillation of a Portion of the Fuel Carrier Salt from the MSRE, ORNL-4577
- [15] Rothenthal, M.W., Haubenreich P. N., & Briggs R. B.(1972) The Developmental Status of Molten- Salt Breeder Reactors, ORNL-4812.
- [16] ORNL reports (2010) Colección completa de los reportes del trabajo relacionado a la energía nuclear y el proyecto en el ORNL del reactor de sal fundida. Accesado Marzo 2011. Asequible en: <http://energyfromthorium.com/pdf/>
- [17] Furukawa K., Numata H., Kato Y., Mitachi K., Yoshioka R., Furuhashi A., Sato Y. & Arakawa K. (2005). New Primary Energy Source by Thorium Molten-Salt Reactor Technology. *Electrochemistry*. 73:552–63.
- [18] Furukawa K., Kato Y., Ohmichi T. & Ohno H. (1985) [Japan-US Seminar on Th Fuel Reactors (Oct.1982, Nara)] Th Fuel Reactors, *Atom. Ene. Soc. Japan*, p.271. [Russian Trans.:Atomnaja Texnikaza Rubezom, 1983 [6] 23 (1983); Furukawa, K. Minami, K., Mitachi, K & Kato, Y. (1989) High-safety and economical small Molten-salt Fission Power Stations and their developmental program--Th Molten-salt Nuclear Energy Synergetics (THORIMS-NES). *Alternative Energy Sources VIII*, Vol. 2, Hemisphere Pub. p.2; Furukawa, K. Lecocq, A. Kato Y. & Mitachi, K. (1990) Summary Report: Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics. *J. Nucl. Sci.Tech.*, 27, 1157-11781990
- [19] Furukawa K., Minami K., Oosawa T., Ohta M., Nakamura N., Mitachi K. & Katoh Y. (1987) Design study of small molten-salt fission power station suitable for coupling with accelerator molten-salt breeder. *Emerg. Nucl. Ene. System (Proc. 4th ICENES)*, World Sci., p. 235; Furukawa K., Mitachi K. & Kato Y. (1992) Design study of small MS fission power station *Nucl. Engine. & Design*, 136, 157–65.
- [20] Mitachi K., Furukawa K., Murayama M. & Suzuki T. (1994) *Emerg. Nucl. Ene. Systems ICENES’93*, World Sci., p.326; Mitachi K. & Furukawa K. (1995). Neutronic Examination on Plutonium Trans mutation by a Small Molten-Salt Fission Power Station IAEA-TECDOC-840, p.183
- [21] La Academia de Ciencias de China anunció (en enero 30, 2011) inversión de \$ 300 millones para desarrollo del MSR. (<http://energyfromthorium.com/2011/01/30/china-initiates-tmsr/>) Accedido Nov. 2011.