

**CNEA 448**  
Informe

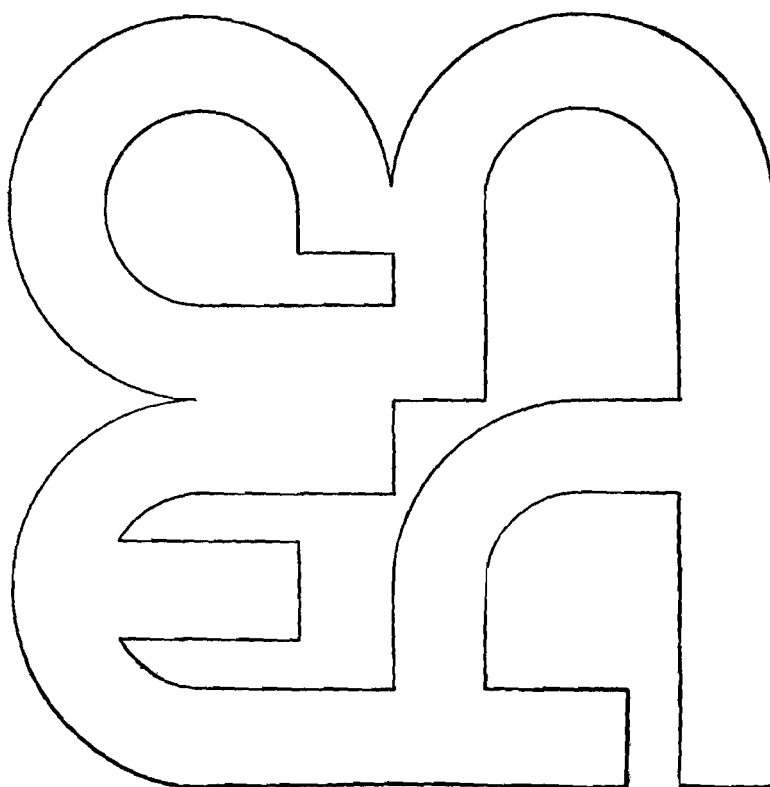
# Utilización del Torio en Reactores de Potencia

Marcos Saraceno

Comisión  
Nacional  
de Energía  
Atómica

República Argentina

Buenos Aires, 1978



INIS CLASSIFICATION AND KEYWORDS

E23

THORIUM  
FUELCYCLE  
REVIEWS  
NUCLEAR PROPERTIES  
FERTILE MATERIALS  
URANIUM 233  
HTGR TYPE REACTORS  
MOLTEN SALT REACTORS  
LWBR TYPE REACTORS  
CANDU TYPE REACTORS  
NUCLEAR FUELS  
NUCLEAR FUEL CONVERSION

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA  
PRESIDENCIA DE LA NACION

## UTILIZACION DEL TORIO EN REACTORES DE POTENCIA\*

Marcos Saraceno

Aceptado en agosto de 1976

### RESUMEN

En este trabajo se analiza brevemente la literatura sobre la utilización de torio en reactores de potencia y se pone al día la información disponible sobre el tema hasta agosto, 1976. Luego de considerar las propiedades nucleares de interés para el ciclo de torio se describen brevemente los tipos de reactores más importantes que han sido propuestos para su utilización.

## ABSTRACT

### *THORIUM UTILIZATION IN POWER REACTORS*

In this work the recent (prior to Aug, 1976) literature on thorium utilization is reviewed briefly and the available information is updated. After reviewing the nuclear properties relevant to the thorium fuel cycle we describe briefly the reactor systems that have been proposed using thorium as a fertile material.

## INTRODUCCION

El objeto de este trabajo es resumir y poner al día la información disponible acerca de la utilización del torio en reactores de potencia. No pretende ser ni una exhaustiva compilación técnica y bibliográfica, ni una contribución original al tema, sino un punto de partida para estudios posteriores mas detallados, si la CNEA decide iniciar un programa en este campo.

El torio, que se encuentra en la naturaleza como  $^{232}\text{Th}$  isotópicamente puro, no es un combustible nuclear, pues no contiene un isótopo fisionable como el uranio. Sin embargo, al irradiarlo en un reactor se transforma, por absorción de un neutrón y sucesivos decaimientos  $\beta$ , en  $^{233}\text{U}$  que es fisionable. Para iniciar el ciclo de torio hace falta, por lo tanto, una carga de material fisionable, que puede ser  $^{235}\text{U}$  de una planta de difusión,  $^{239}\text{Pu}$  reciclado o  $^{233}\text{U}$  obtenido a partir del torio en otro reactor.

Para juzgar la importancia de la introducción del torio entre los materiales de interés nuclear es necesario destacar que el desarrollo a gran escala de la energía nuclear se hará en dos etapas. Una primera etapa, en la cual el combustible nuclear es esencialmente  $^{235}\text{U}$ , ya sea separado en una planta de difusión o como parte del uranio natural. Esta etapa, sin entrar en detalles sobre reser-

vas de uranio o proyecciones de la demanda energética, se prolongaría hasta el año 2000 aproximadamente, fecha en la cual se agotarían las reservas mundiales de bajo costo de material fisionable. La segunda etapa, en la cual el combustible sería  $^{239}\text{Pu}$  o  $^{233}\text{U}$  obtenido de la irradiación de  $^{238}\text{U}$  y  $^{232}\text{Th}$  respectivamente, se caracteriza por la necesidad de producir y reciclar el combustible. Las existencias estimadas de  $^{238}\text{U}$  y  $^{232}\text{Th}$  necesarias para esta producción pueden satisfacer la demanda mundial previsible de energía por siglos.

El uso del torio en reactores de potencia es parte de esta segunda etapa y está recibiendo una atención creciente por parte de los países interesados en el desarrollo de la energía nuclear.

La manera precisa de realizar la transición está determinada por consideraciones económicas y de utilización óptima de los recursos naturales. Por un lado, a medida que el uranio de bajo costo se agote su precio y el precio del trabajo de separación irán aumentando, hasta llegar a un punto en el cual los costos adicionales del ciclo de torio no significan una penalidad económica en lo que concierne al costo de la energía.

Por otro lado, como el inventario fisionable de cualquier reactor proviene en última instancia del  $^{235}\text{U}$  extraído, no es obvio que la introducción del ciclo del torio disminuya los requerimientos de uranio. Aunque estas consideraciones son de fundamental importancia para la viabilidad del ciclo, en este trabajo nos limitaremos a un análisis de las características nucleares y del ciclo de combustible en distintos tipos de reactores sin considerar el aspecto económico.

En principio cualquier tipo de reactor puede usar indistintamente el ciclo de torio o el de uranio. Sin embargo, las características nucleares hacen que el ciclo de uranio sea el preferido para los reactores rápidos reproductores. En estos el uso del torio sólo ha sido propuesto para mejorar el comportamiento dinámico del reactor en caso que el plutonio no satisfaga los requisitos de seguridad en una excursión de potencia.

Para reactores térmicos, en cambio, se prefiere el ciclo del torio, principalmente por las características nucleares del  $^{233}\text{U}$ . Estas son tales que típicamente el ciclo de torio muestra una razón de conversión mayor que el de uranio y en algunos casos puede llegar a la reproducción.

En cuanto a las reservas de torio se estima que en promedio en la corteza terrestre el torio es tres veces más abundante que el uranio y se encuentra en depósitos -monacita, allanita y bastnacita-, que pueden tener un contenido de torio de varios porcientos, facilitando así su extracción. Los principales depósitos se encuentran en Brasil, India, Canadá y Estados Unidos. En la Argentina no se ha hecho una prospección sistemática de los depósitos de torio pero algu-

gunos trabajos han delimitado las zonas donde se ha detectado su existencia (ref. 23 y 24) principalmente como resultado de la prospección de otros minerales.

En "*Física nuclear del ciclo de torio*" analizamos las propiedades nucleares de importancia en el ciclo del torio y en "*Uso del torio en reactores de potencia*" se hace una breve descripción de los principales usos del torio en distintos tipos de reactores.

## FISICA NUCLEAR DEL CICLO DE TORIO

### PROPIEDADES NUCLEARES

Existen dos tipos de isótopos que pueden ser considerados de utilidad en la generación de energía nuclear, los fíisiles y los fértiles. Los primeros deben poseer una elevada sección eficaz de fisión y ser estables ante decaimiento  $\beta$ . Los que resultan de utilidad práctica son el  $^{235}\text{U}$ , el  $^{233}\text{U}$  y el  $^{239}\text{Pu}$ . De éstos, sólo el primero se encuentra naturalmente en la corteza terrestre. Los núcleos fértiles, en cambio, no son directamente fisionables por neutrones pero pueden transformarse en núcleos fíisiles por captura de un neutrón y sucesivos decaimientos  $\beta$ . Además para ser de utilidad práctica deben ser relativamente abundantes. Los dos únicos núcleos fértiles son el  $^{238}\text{U}$  y el  $^{232}\text{Th}$ . El conjunto de reacciones que ocurren al colocar cada uno de estos isótopos en un flujo de neutrones se ilustra en la figura 1.

El isótopo fértil  $^{232}\text{Th}$  absorbe un neutrón y luego de una emisión  $\alpha$  se transforma en  $^{233}\text{Th}$  que, mediante un rayo  $\beta^-$  decae al  $^{233}\text{Pa}$  con una vida media de 23 m. Otro decaimiento  $\beta^-$  de vida media más larga (27 d) lleva el  $^{233}\text{Pa}$  a  $^{233}\text{U}$ . Este es fisionable y en promedio, por fisión emite más de 2 neutrones uno de los cuales mantiene la reacción, mientras que el otro puede fisiónar otro núcleo de  $^{232}\text{Th}$  y perpetuar el ciclo. Es aparente que si el número de núcleos de  $^{232}\text{Th}$  transformados es mayor que el de  $^{233}\text{U}$  fisionados el ciclo producirá más combustible ( $^{233}\text{U}$ ) que el que consume, a expensas del  $^{232}\text{Th}$ . Esto permite incluir el torio entre los materiales nucleares y desde el punto de vista de la conservación de recursos es muy ventajoso pues el torio es mucho más abundante que el uranio (en promedio 3 - 4 veces).

Para un análisis más cuantitativo del proceso definimos el factor de conversión CR de un reactor crítico (es decir en estado estacionario)

$$\text{CR} = \frac{\text{CANTIDAD DE COMBUSTIBLE PRODUCIDO/SEG}}{\text{CANTIDAD DE COMBUSTIBLE QUEMADO/SEG}} \quad (1)$$

De esta definición surge que si se dispone inicialmente de una cantidad  $K_0$  de combustible y se lo quema en presencia de un material fértil se obtendrá al final de un ciclo de quemado una cantidad  $K_0 CR$  de combustible; al final de dos ciclos se tendrá  $K_0 \cdot (CR)^2$  y así sucesivamente en cada ciclo de manera que la cantidad total de combustible disponible será

$$K_0 + K_0 CR + K_0 (CR)^2 + \dots = \frac{K_0}{1 - CR}$$

Es fácil ver entonces el rol que tiene CR en conservar recursos de materiales fisionables. Por ejemplo, a paridad de otras condiciones, un reactor cuyo CR sea 0,6 consumirá dos veces más combustible por kWh producido que otro cuyo CR sea 0,8. Para valores de CR mayores que 1 la serie diverge y esto significa que todo el material fértil se puede transformar en combustible y ser usado para producir energía. Podemos relacionar CR con las propiedades nucleares del  $^{233}\text{U}$  y  $^{232}\text{Th}$  haciendo un balance detallado de los neutrones producidos y absorbidos en cada reacción. Hacemos las siguientes definiciones:

$\sigma_i(n,f)$ : sección eficaz de fisión para el núcleo i

$\sigma_i(n,\gamma)$ : sección eficaz de captura para el núcleo i

$$\alpha_i = \frac{\sigma_i(n,\gamma)}{\sigma_i(n,f)}$$

$\nu_i$  : número promedio de neutrones emitidos por fisión del núcleo i

$$\eta_i = \frac{\text{número de neutrones producidos/seg}}{\text{número de neutrones absorbidos/seg}} = \frac{\nu_i}{1 + \alpha_i}$$

El número de reacciones por segundo y por  $\text{cm}^3$  para un proceso determinado está dado por  $N \sigma \phi$  donde  $\sigma$  es la sección eficaz de la reacción; N es el número de núcleos por  $\text{cm}^3$  y  $\phi$  es el flujo de neutrones. Por supuesto tanto  $\sigma$  como  $\phi$  dependen de la energía y por lo tanto estos parámetros se deben considerar como promediados para un dado espectro de energía de los neutrones en el reactor.

El número de neutrones producidos P será

$$P = \nu_{233} N_{233} \sigma_{233}(n,f) \phi$$

El número de neutrones absorbidos será

$$A = N_{233} \phi [\sigma_{233}(n,f) + \sigma_{233}(n,\gamma)]$$

Por lo tanto, si no hay pérdidas, se producirán P-A neutrones que estarán disponibles para la producción de  $^{233}\text{U}$ . La cantidad de  $^{233}\text{U}$  quemado está dada por  $N_{233} \phi [\sigma_{233}(n, \bar{D}) + \sigma_{233}(n, \gamma)]$  y por lo tanto de acuerdo a (1) tendremos

$$CR = \frac{P - A}{A} = \frac{\nu_{233}}{1 + \kappa_{233}} - 1 = \eta_{233} - 1 \quad (2)$$

Vemos por lo tanto que en primera aproximación el factor de conversión está determinado por el valor de  $\eta$  del núcleo fisionable. En la figura 2 se grafican los valores de  $\eta$  para  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  en función de la energía. Antes de estudiar el significado de esta figura veamos cómo se modifica (2) en un caso más realista en que incluimos las pérdidas y las otras reacciones de producción de neutrones. Se consideran perdidos todos los neutrones que no contribuyen a la fisión o a la conversión. Procesos típicos son reacciones n,y en productos de fisión, estructuras, moderador, refrigerador y neutrones que escapan a la zona activa. En cambio procesos de producción de neutrones son principalmente las reacciones (n,2n) y (n,fisión) por neutrones no termalizados. Es usual [1] por lo tanto modificar (2) de la siguiente manera

$$CR = \epsilon \bar{\eta} - 1 - L \quad (3)$$

donde  $\epsilon$  es el factor de multiplicación por neutrones rápidos y L es el número de neutrones perdidos en absorciones parásitas por neutrón absorbido en el combustible.

En la (3)  $\bar{\eta}$  indica el promedio de  $\eta$  con el espectro de neutrones apropiado.

De la figura 2 podemos deducir las principales conclusiones respecto del uso del ciclo  $^{233}\text{U}(^{232}\text{Th})^{233}\text{U}$  comparado con el de  $^{235}\text{U}(^{238}\text{U})^{239}\text{Pu}^*$ .

El valor de  $\bar{\eta}$  promediado con un espectro de neutrones térmicos es mayor para el  $^{233}\text{U}$  que para otros isótopos fisionables.

El valor de  $\bar{\eta}$  es sensiblemente constante a medida que aumenta la temperatura del espectro de neutrones mientras que para los otros isótopos decrece, de manera que la ventaja del  $^{233}\text{U}$  sobre los otros isótopos aumenta a medida que la temperatura de operación del reactor aumenta.

Con un espectro de neutrones rápidos la situación se invierte y el  $^{239}\text{Pu}$  tiene el valor más elevado de  $\bar{\eta}$ .

\* Usaremos aquí la notación de [1]. El primer isótopo indica el combustible inicial, el segundo el isótopo fértil y el último el combustible fisionable producido. En esta notación el ciclo usual de uranio sería  $^{235}\text{U}(^{238}\text{U})^{239}\text{Pu}$ .

En la zona térmica el valor de  $\bar{\eta}$  para el  $^{233}\text{U}$  puede llegar a ser mayor que 2.2 lo que permite que CR pueda ser mayor que 1 siempre que se preste mucha atención a la economía de neutrones. Por lo tanto es posible diseñar un reactor reproductor térmico que use el ciclo del torio, lo que no es posible con el uranio o el plutonio.

Para ilustrar la importancia de los distintos factores en la (3) reproducimos en la Tabla 1 los balances típicos de neutrones para un conversor térmico (HTGR), un reproductor térmico (MSBR) y, como comparación, para un reproductor rápido (LMFBR).

### PRODUCCION DE $^{232}\text{U}$ Y ABSORCION EN $^{233}\text{Pa}$

Una de las características del ciclo de torio es la necesidad de considerar el reprocesamiento del combustible como parte integral del ciclo pues, como hemos visto, no hay isótopos fisionables de torio y entonces su valor depende de la posibilidad de transformarlo en  $^{233}\text{U}$ . Sin embargo en la irradiación se producen reacciones secundarias que dificultan el reprocesamiento. La principal es la producción de  $^{232}\text{U}$  por un proceso n,2n en el  $^{232}\text{Th}$  o en  $^{233}\text{U}$  (ver figura 3). Aunque el  $^{232}\text{U}$  no presenta problemas de por sí pues es un débil emisor  $\alpha$  ( $\tau_{1/2} = 74$  a) algunos de los miembros de la cadena de decaimientos  $\alpha$  de la cual es precursor (ver figura 4) son emisores  $\gamma$  de alta energía ( $> 1$  MeV) que requieren considerable blindaje. Al separar químicamente el torio del uranio en el combustible quemado el  $^{228}\text{Th}$  es separado junto al  $^{232}\text{Th}$  de manera que inmediatamente después de la separación el torio es altamente activo y su actividad decae con una vida media de 1,9 años. En cambio, el uranio es débilmente activo inicialmente pero su actividad va creciendo debido al decaimiento del  $^{232}\text{U}$ . El reprocesamiento y la fabricación de elementos combustibles deben por lo tanto ser en facilidades remotas. Como las reacciones n,2n que inician la producción de  $^{232}\text{U}$  sólo ocurren por encima de 6 MeV el problema de la contaminación de  $^{232}\text{U}$  será tanto más grave cuanto más "duro" sea el espectro de neutrones del reactor.

Otro proceso parásito de importancia es la captura (n, $\gamma$ ) en el núcleo intermedio  $^{233}\text{Pa}$ . A diferencia del ciclo de uranio en el cual el núcleo intermedio  $^{239}\text{Np}$  tiene una vida media corta (2,3 d), en el ciclo de torio el  $^{233}\text{Pa}$  tiene una vida media de 27 d y tiene por lo tanto una probabilidad apreciable de capturar un neutrón y decaer a  $^{234}\text{U}$  antes de decaer a  $^{233}\text{U}$  (ver figura 1). La absorción en  $^{233}\text{Pa}$  es especialmente seria en cuanto comporta una pérdida doble: por un lado un neutrón absorbido que no puede ser usado para convertir  $^{232}\text{Th}$  en  $^{233}\text{U}$  y por otro un núcleo menos de  $^{233}\text{U}$  producido al eliminar el precursor  $^{233}\text{Pa}$ .

### REPRODUCCION Y TIEMPO DE DOBLAJE

Vimos que el valor del factor de conversión CR permite comparar las posibilidades globales de ahorro de combustible de un dado tipo de reactores. Sin embargo para considerar sus posibilidades económicas es más importante estudiar la tasa de generación (o de consumo) de combustible. Para esto se define el tiempo de doblaje simple como [3] [4].

$$\frac{1}{T_s \text{ (años)}} = \frac{\text{kg de material fisionable acumulados por año}}{\text{carga inicial fisionable, M (kg)}}$$

y que corresponde al tiempo necesario para duplicar la cantidad de combustible inicial, suponiendo que el nuevo combustible no es usado, es decir no se reinvierte. Podemos relacionar  $T_s$  con la potencia específica del reactor y con CR y resulta (ref. [3] [4]).

$$T \text{ (años)} = 2,75 \frac{M}{(CR - 1) (1 + \alpha) PC} \quad (4)$$

donde:

P: potencia del reactor en MW térmicos

C: fracción de tiempo en que el reactor opera con potencia P

M: carga inicial de combustible en kg

las demás cantidades ( $\alpha$  y CR) han sido definidas en la sección anterior. También se acostumbra definir el tiempo de doblaje compuesto que corresponde a la reinversión continua del combustible generado y que resulta

$$T_C = T_s \ln 2$$

Si los elementos combustibles fueran irradiados por períodos de tiempo muy largos se observaría  $T_C$  como tiempo de doblaje. Sin embargo como el grado de quemado no puede superar ciertos límites (dados por la acumulación de productos de fisión y las propiedades termomecánicas del combustible) en la práctica se observa algo intermedio entre  $T_C$  y  $T_s$ . Al tiempo de doblaje del reactor hay que agregar los inevitables tiempos de desactivación, reprocesamiento, transporte y refabricación. Para una definición más completa del tiempo de doblaje teniendo en cuenta estos factores ver ref. [5].

En la fórmula (4) podemos ver que el tiempo de doblaje depende esencialmente de dos características del reactor:

$$\begin{aligned} P/M &: \text{potencia específica en Mw(th)/kg} & (5) \\ CR - 1 = BG &: \text{ganancia de reproducción ("breeding gain")} \end{aligned}$$

Para que el reactor sea reproductor, es decir que produzca más combustible del que consume debe ser  $BG > 0$ . Para  $BG < 0$  la (4) da el tiempo en que la mitad del combustible inicial es consumido. En este caso el reactor se denomina conversor.

El tiempo de doblaje es entonces inversamente proporcional a la ganancia de reproducción y a la potencia específica. En el ciclo del torio para reactores térmicos los valores de BG obtenibles son muy bajos (típicamente 0,07 en un MSBR) pero esto se puede compensar por una potencia específica grande y así obtener tiempos de doblaje cortos.

#### *PROPIEDADES FISICO QUIMICAS Y REPROCESAMIENTO*

No entraremos en detalle sobre las propiedades físico-químicas de interés del torio y sus compuestos y aleaciones pues se ha publicado recientemente (ref. 14) una excelente monografía que actualiza el tema. Sólo compararemos brevemente algunas propiedades importantes del Th con el U.

La forma más usual de utilización del torio (así como el uranio) es en forma de óxido ( $\text{ThO}_2$  o  $\text{UO}_2$ ) y las propiedades son muy similares de manera que no se presenta ningún problema nuevo. El  $\text{ThO}_2$  presenta algunas ventajas pues tiene un punto de fusión más alto ( $3.300^\circ\text{C}$  vs.  $2.760^\circ\text{C}$ ) y es estable en oxígeno hasta su punto de fusión.

En la forma metálica es donde se encuentran más diferencias. El uranio metálico fue descartado como combustible debido a su hinchado (swelling) anisotrópico con bajos grados de quemado y a bajas temperaturas ( $400^\circ$  a  $550^\circ\text{C}$ ) como asimismo debido a problemas de corrosión. El torio metálico no presenta estos problemas y tiene la ventaja de una mayor conductividad térmica y mayor densidad que el óxido.

El comportamiento bajo irradiación es considerado excelente y se estiman posibles quemados de hasta  $30\text{ MWd/kg}$  a temperaturas menores de  $650^\circ\text{C}$ .

Otros compuestos estudiados son los carburos ( $\text{ThC}$  y  $\text{ThC}_2$ ) para el combustible del HTGR y los fluoruros y cloruros para el MSBR.

En cuanto al reprocesamiento, todavía no se han construido plantas optimizadas para la separación del  $^{233}\text{U}$ . La separación se puede hacer en plantas optimizadas para el ciclo del uranio-plutonio pero entonces el costo es mucho más alto. Se estima que una planta optimizada para el ciclo de torio implicaría costos similares a una de plutonio (ref. 15). El método más práctico para la separación se basa en la partición selectiva de Th, U y Pa entre una fase acuosa y un solvente orgánico. El proceso, que se denomina Thorrex es una variación del proceso Purex que se usa para combustibles de uranio (ref. 15)

Como ya hemos mencionado uno de los problemas para el reprocesamiento es la presencia de los miembros de la cadena de decaimiento del  $^{232}\text{U}$  (ver figura 4). Esto hace que muchas de las operaciones de separación y de refabricación tengan que ser en facilidades remotas y esto penaliza el ciclo del torio frente al de uranio. Otro inconveniente es que los combustibles de torio son en general de más difícil solución, es decir, necesitan mayor concentración de ácido nítrico lo que dificulta la extracción.

## USO DEL TORIO EN REACTORES DE POTENCIA

### *HTGR (HIGH TEMPERATURE GAS REACTOR)*

El HTGR es el único reactor que utiliza el ciclo del torio que ha sido desarrollado hasta la etapa comercial. El reactor es moderado con grafito y refrigerado por gas (helio) a alta presión. Una de las características importantes de este tipo de reactores es la ausencia completa de elementos estructurales (cladding) en el interior del núcleo lo que obvia las limitaciones de temperatura y de absorción parásita de neutrones que estos presentan. Como contrapartida, esto implica que todo el núcleo debe estar contenido en un recipiente de presión (generalmente de concreto pretensado) de grandes dimensiones. Hay dos diseños en etapa comercial (General Atomics Co. (USA) y Hochtemperatur-Reaktorbau (Alemania Federal)) con características muy similares. En ambos el combustible y el material fértil se encuentra en forma de pequeñas esferas ( $\sim 200\mu$  de diámetro) de  $\text{UC}_2$  ó  $\text{ThC}_2$  revestidas por una, dos o varias capas de carbón pirolítico. Estas esferas se implantan en una matriz de grafito que forma el elemento combustible propiamente dicho. En el diseño alemán los elementos combustibles son esferas de 6 cm de diámetro (Pebble bed fuel element) y en el norteamericano son prismas hexagonales de grafito (Prismatic fuel element).

En la tabla 2 tomada de la ref. (6) se dan las características principales de los dos diseños.

#### *Ciclo del Combustible*

Una de las ventajas de los HTGR es la gran flexibilidad del ciclo de combustible. En la matriz de grafito hay dos tipos de partículas: las fértiles, con envoltura de carbón pirolítico y las físisles, con envoltura de SiC. Esto permite reprocesarlas separadamente y abre muchas opciones en el manejo del ciclo. En el diseño actual del HTGR norteamericano de 1160 Mw(e) las partículas físisles son de uranio altamente enriquecido (93%  $^{235}\text{U}$ ) y las fértiles son de  $^{232}\text{Th}$  de manera que se usa el ciclo  $^{235}\text{U}/^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ . La carga del reactor es inicialmente de 1.764 kg de  $^{235}\text{U}$  y  $\approx 40.000$  kg de  $^{232}\text{Th}$ . En las cargas sucesivas el  $^{235}\text{U}$  puede ser reemplazado parcialmente por el  $^{233}\text{U}$  producido o por  $^{239}\text{Pu}$  de otro reactor. Las distintas características nucleares de  $^{235}\text{U}$  y el  $^{233}\text{U}$  hacen que los parámetros iniciales del reactor sean distintos que durante el ciclo de equilibrio.

En la tabla 3 tomada de la ref. 7 se dan los parámetros óptimos del ciclo de combustible del HTGR para las condiciones económicas de los Estados Unidos en 1974. Es importante destacar que la optimización se hizo para minimizar los costos de la energía generada. Sin embargo en otras condiciones económicas (distinto precio del  $^{235}\text{U}$  por ejemplo) los parámetros pueden ser substancialmente distintos. Por otro lado si el objetivo principal es la conservación de materiales fisionables, es decir un bajo consumo de  $^{235}\text{U}$ , conviene maximizar el factor de conversión CR. En este aspecto el valor 0,66 no debe ser considerado como un límite técnico sino como un compromiso económico. Hay muchos parámetros que pueden aumentar el factor de conversión y entre ellos los principales son:

- aumento de la razón carbono/torio
- disminución de la densidad de potencia
- recambio semestral del combustible

Con estos cambio y sin mayores modificaciones se puede obtener  $\text{CR} = 0,90$  a costa de un mayor inventario físil.

Para una discusión más detallada ver ref. 7 y 8.

La utilización del HTGR no está limitada a la generación de energía eléctrica. Debido a las altas temperaturas obtenidas ( $\sim 750^\circ\text{C}$ ) en los diseños actuales y a la posibilidad de llegar a temperaturas aún más altas se abre la posibilidad de usar la energía generada para siderurgia, para fabricar combustibles sintéticos y para calefacción de viviendas en distritos urbanos. Otro ade-

lanto potencial importante es la posibilidad de eliminar el generador de vapor y usar el helio directamente en una turbina a gas de ciclo cerrado (ref. 9).

#### MSBR (MOLTEN SALT BREEDER REACTOR)

El reactor a sales fundidas se basa en tecnologías muy diferentes que las de los reactores con combustible sólido. Las ventajas de usar el combustible en estado líquido son muchas, siendo las principales la posibilidad de procesar continuamente el combustible y extraer los productos de fisión y evitar la fabricación de elementos combustibles. Por supuesto la desventaja es que cada reactor se transforma en una planta radioquímica y el problema de los deshechos radiactivos es mucho más complicado.

El concepto del reactor a sales fundidas está siendo desarrollado por Oak Ridge National Laboratory (U.S.A.) para lograr la reproducción en la zona térmica usando el ciclo  $^{233}\text{U}/^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ . El diseño de referencia emplea una mezcla de fluoruros fundidos ( $\text{F}^7\text{Li}$ ,  $\text{BeF}_2$ ,  $\text{ThF}_4$  y  $\text{UF}_4$ ) como combustible y como vector térmico y un refrigerante secundario ( $\text{NaBF}_4 - \text{NaF}$ ) que genera vapor supercrítico que alimenta las turbinas con una eficiencia global del 44%. El núcleo es moderado por grafito y variando la razón combustible/moderador se pueden obtener en distintas zonas configuraciones neutrónicas correspondientes a zona activa, manto fértil, y reflector con un único flujo de sal fundida. Para lograr la reproducción es necesario reprocesar continuamente el combustible y separar el  $^{233}\text{Pa}$ . Para ello una pequeña parte de la mezcla de sales es extraída en forma continua del circuito principal y en procesos sucesivos se separa el uranio, el protoactinio, las tierras raras y los productos de fisión metálicos. El  $^{233}\text{Pa}$  se colecta hasta que decae a  $^{233}\text{U}$  y luego se lo vuelve al flujo. Todo el combustible ( $43 \text{ m}^3$ ) es reprocesado en un período de 10 días lo que significa que el flujo procesado es aproximadamente 3,6 litros por minuto.

Para purgar el  $^{135}\text{Xe}$  se inyectan burbujas de helio que luego son removidas con separadores centrífugos. En la tabla 4 se dan las principales características del diseño actual del MSBR.

A pesar de la baja ganancia de reproducción, la alta potencia específica hace que el MSBR tenga un tiempo de doblaje comparable al de los reproductores rápidos actualmente en desarrollo. Sin embargo, aunque todos los problemas de principio han sido resueltos, su tecnología está más atrasada y no se preve que pueda entrar en operación comercial antes de fin de siglo.

### LWBR (LIGHT WATER BREEDER REACTOR)

Mientras que los sistemas HTGR y MSBR han sido pensados expresamente para utilizar el ciclo del torio (aunque se puede usar con el del uranio con algunas penalidades), el LWBR tiene como origen la idea de tomar un reactor de probada tecnología -el LWR o sea un reactor moderado y refrigerado por agua liviana en presión- y modificar el núcleo para aumentar la razón de conversión hasta llegar a un valor próximo a la unidad.

De esta manera se obtendría una notable disminución del consumo de uranio pues el reactor solamente necesitaría la carga inicial de material fisiónable y luego produciría suficiente combustible para sus necesidades más las pérdidas en el procesamiento.

El núcleo del reactor consiste en módulos hexagonales rodeados por un reflector de  $\text{ThO}_2$ . Los módulos tienen una zona central, también hexagonal, que se puede mover axialmente, y otra periférica que es fija. La parte móvil se optimiza para máxima generación de energía y neutrones y consta de pastillas de  $\text{ThO}_2$  enriquecido con  $^{233}\text{UO}_2$  con un enriquecimiento variable entre 0 y 6% en vainas de Zircaloy-4. La parte fija en cambio se optimiza para minimizar las pérdidas neutrónicas y aumentar la producción de combustible y consiste de barras de  $\text{ThO}_2$  enriquecidas entre 0 y 3% con  $^{233}\text{UO}_2$  envainadas en Zircaloy-4. La reactividad se controla moviendo axialmente la parte central cambiando así la fuga de neutrones. De esta manera se usa el torio como material de control, eliminando la presencia de las barras que capturan neutrones improductivamente.

Como inicialmente no se dispone de  $^{233}\text{U}$  la operación del LWBR constaría de 2 fases:

La fase inicial, con conversión menor que uno, en la que el enriquecimiento se haría con  $^{235}\text{U}$  y el  $^{233}\text{U}$  sería generado, principalmente en la zona fija y acumulado durante un período de aproximadamente 8 años.

Una fase que llega a ser de reproducción asintóticamente y en la cual el combustible es  $^{233}\text{U}$ . Cada ciclo (de entre 2 y 3 años de duración) termina con 1 o 2% más combustible de como empieza.

Las principales características de un LWBR de 1000 MWe se consignan en la tabla 5 (ref. 2).

Recientemente, (ref. 10, 11, 12) se ha investigado la utilización de torio metálico en LWBR y en LWR encontrándose favorecido el uso del metal frente al óxido en cuanto atañe la razón de conversión y el requerimiento anual de

combustible. Esto se debe a que la densidad del torio metálico es mayor que la del óxido y su velocidad de corrosión en agua es por lo menos dos órdenes de magnitud menor que la del uranio.

En una línea de trabajo un poco diferente, Lin y Zolotar (13) han considerado la posibilidad de utilizar el ciclo del torio en un reactor LWR convencional con cambios mínimos en el núcleo. Los resultados de sus cálculos, de naturaleza preliminar, se reproducen en la tabla 6. En ella se comparan la razón de conversión y los requerimientos de combustible de 3 ciclos: el de  $\text{UO}_2$ -Pu de un LWR convencional, el de  $^{235}\text{UO}_2$ - $\text{ThO}_2$  y el de  $^{235}\text{U}$  (metal). Se ve claramente que este último ciclo tiene la mayor razón de conversión y el menor consumo anual de combustible pero a costas de un mayor carga inicial de combustible.

En un estudio más reciente (ref. 13a) la corporación Combustion Engineering (U.S.A.) ha comenzado un estudio sistemático de los ciclos de U, Pu y Th en PWR con el fin de explorar la factibilidad técnica y la potencialidad económica y de conservación de recursos de la utilización del torio en reactores convencionales de tipo PWR. Las conclusiones son que en general los ciclos de torio requieren una mayor cantidad inicial de uranio pero menor gasto anual de combustible. La utilización máxima de los recursos de uranio se obtiene usando torio como material fértil y  $^{235}\text{U}$  altamente enriquecido como material fisiónable, obteniéndose una reducción del 20% en la cantidad de uranio natural consumida por GWe-año producido.

#### *HWR-CANDU (HEAVY WATER REACTOR)*

##### *Descripción del reactor.*

La ventaja de los reactores moderados con agua pesada (HWR) radica en una muy baja absorción de neutrones con excelente moderación. La economía de neutrones se traduce en una mejor utilización de uranio natural como combustible. Como en el ciclo del torio se maximiza la producción de neutrones (a través del alto valor de  $\eta$  del  $^{233}\text{U}$ ) estos dos factores se combinan para obtener una razón de conversión grande que en algunos casos puede llegar a la reproducción. Solamente trataremos la utilización del torio en reactores de tipo CANDU pues es la línea de reactores que ha sido adoptada para el desarrollo nuclear nacional.

El diseño CANDU, desarrollado y distribuido comercialmente por Atomic Energy of Canada Limited (AECL), adopta el agua pesada como moderador y el concepto de tubos de presión en lugar de un recipiente de presión. La ver-

sión CANDU-PHW con uranio natural como combustible y agua pesada como refrigerante es la que será instalada en la central de Embalse (Provincia de Córdoba).

Debido a la flexibilidad del concepto de tubos de presión existen varias opciones avanzadas que podrán ser implementadas a medida que se demuestren económicamente convenientes (17).

- a) Reemplazo del agua pesada usada como refrigerante por agua liviana en ebullición (CANDU-BLW) y la posibilidad de usar el vapor generado en ciclo directo, aumentando la eficiencia térmica.
- b) Otra posibilidad es el uso de líquido orgánico refrigerante que permite aumentar la temperatura de operación con presiones mucho más bajas.
- c) Reemplazo del  $UO_2$  por combustible metálico ( $U_3SiAl$ )

#### *Ciclo de combustible*

El ciclo de combustible del CANDU-PHW es muy simple y muy barato y se basa en elementos combustibles de U-natural en vainas de Zircaloy que después de irradiados son almacenados y el bajo costo del ciclo ( $\approx 0,7$  m\$/kWh) no depende de asignar un valor al plutonio contenido en las barras quemadas. Mientras el costo del uranio sea bajo y no haya problemas en su provisión este ciclo es muy satisfactorio pues no depende de la existencia de una tecnología de reprocesamiento ni de enriquecimiento del combustible. Sin embargo el grado de quemado promedio (7,5 Mwd/kg) es bajo y la utilización de uranio no es óptima siendo sólo aproximadamente el 1% del uranio natural abastecido.

Una de las maneras de aumentar el grado de quemado es enriquecer ligeramente (1,4%) el combustible y la manera más económica de hacerlo es usar el plutonio de las barras quemadas. Este ciclo que requiere una facilidad de reprocesamiento (pero no una de enriquecimiento) ha sido estudiado (16) y permite lograr un quemado de 15 Mwd/kg, es decir aprovechar 2% del uranio abastecido.

Sin embargo el Pu se puede usar con mucha más ventaja si se lo recicla con Th. El ciclo que ha sido propuesto (17) preve un sistema autosuficiente de 4,5 reactores del tipo CANDU-600 alimentados por uranio natural y torio. Uno de los reactores produce plutonio que es reciclado a los otros 3,5. Estos usan como combustible  $ThO_2$  enriquecido con  $^{233}UO_2$  y  $PuO_2$ . Debido al alto valor de  $\eta$  del  $^{233}U$  la razón de conversión de este ciclo es muy próxima a 1 y el  $^{233}U$  generado es reciclado de vuelta a cada reactor y el pequeño consumo

de material fisionable se compensa con el plutonio. El quemado es de 30 MWd/kg metal pesado y el consumo global de uranio natural es de 35 g/kWe-año. Esta cifra debe ser comparada con el consumo de 168 g/kWe-año del ciclo de uranio natural.

Para establecer este sistema es necesario acumular  $^{233}\text{U}$  y esto lleva un tiempo largo (~ 30 años). Esto quiere decir que en la fase de aproximación al ciclo de equilibrio habrá que proveer el sistema con material fisionable adicional y por lo tanto tiene más sentido investigar la cantidad total de uranio que debe ser suministrado al sistema hasta que alcanza el ciclo de equilibrio. Para ello es necesario un estudio detallado teniendo en cuenta la tasa de crecimiento de la potencia instalada.

Los resultados se pueden ver en la tabla 7 (18). En ella se compara el consumo acumulado de uranio por MWd(e) producido para un parque nuclear en expansión compuesto por: a) todo CANDU-PHW (U natural); b) CANDU-PHW (U nat. + Th) con 0,35% de Pu como "topping"; c) Idem pero sin Pu; y d) CANDU-PHW + LMFBR. La conclusión más importante es que el ciclo de torio en reactores CANDU es competitivo (en cuanto se refiere al consumo de uranio) con los reactores reproductores rápidos de tipo LMFBR si los dos son introducidos al mismo tiempo (aprox. en 1995).

Debido a este hecho ha habido siempre un gran interés por parte de AECL en los ciclos de torio y varios estudios preliminares han sido publicados (19, 20, 21, 22) y recientemente ha sido anunciada la conclusión de un estudio exhaustivo terminado en 1975. Desafortunadamente no ha sido posible obtener este trabajo antes de la finalización de la presente evaluación. Sin embargo un resumen ha sido comunicado a la reunión de la American Nuclear Society (18) (Noviembre 1975) y de allí se pueden extraer las siguientes conclusiones:

No hay ningún problema de factibilidad en introducir el ciclo de torio en reactores CANDU diseñados para uranio.

El primer beneficio esperado es la opción de usar ciclos de combustible en los cuales el plutonio es reciclado con uranio natural o con torio.

El uso de opciones avanzadas del reactor CANDU (agua liviana en ebullición o líquido orgánico como refrigerantes) ha sido investigado en relación con los ciclos de uranio-plutonio-torio.

Se ha comenzado un programa tendiente al desarrollo y la demostración del comportamiento bajo irradiación de combustibles de uranio-plutonio-torio. Este programa culminará con la irradiación de elementos combustibles completos en núcleos de tipo CANDU.

Se ha iniciado un programa para desarrollar la capacidad de recuperación de  $^{233}\text{U}$ , plutonio y posteriormente torio, de combustibles irradiados, usando los procesos amina y TBP (Fosfato de tributilo).

Demostración y desarrollo de métodos de fabricación de elementos combustibles a partir de materiales fértiles y fisionables radioactivos y tóxicos.

### CONCLUSIONES

Este estudio es de naturaleza preliminar. Debido a la magnitud del tema y a la cantidad de factores interrelacionados que intervienen es indispensable un enfoque multidisciplinario para un estudio más detallado y para la adecuación a la política nuclear nacional. Para tener una idea del orden de magnitud del esfuerzo requerido baste decir que A.E.C.L. en la actualidad dedica aproximadamente 30% de los recursos de investigación y desarrollo al estudio de ciclos avanzados de combustible, entre los cuales el torio tiene un papel preponderante. Sin embargo la implementación comercial de este ciclo no está prevista para Canadá antes de 1995.

La conclusión obvia es que hacen falta esfuerzos sostenidos por períodos de tiempos muy largos (20 ó 30 años) para desarrollar una capacidad independiente de investigación, producción y desarrollo de combustibles de torio.

Como conclusión de este estudio podemos sugerir los aspectos que deberá cubrir un estudio más detallado y que necesariamente deberá tener en cuenta como datos principales las estrategias de desarrollo nuclear a largo plazo.

En este sentido cabe señalar que la mayoría de los países productores de tecnología nuclear consideran indispensable la introducción de los reactores reproductores rápidos ("breeders") para satisfacer la creciente demanda mundial de material fisionable. Sin embargo Canadá sostiene (17) que los "breeders" no son necesarios y que el ciclo de torio en reactores CANDU puede competir con éxito en la producción económica de material fisionable. Sería muy importante, para establecer escenarios probables del desarrollo nuclear nacional a largo plazo, determinar si ésta opinión es particular de las condiciones económicas canadienses o si se puede trasladar a las condiciones argentinas.

Los aspectos que es necesario cubrir para poder adquirir una capacidad de evaluación y decisión independientes, respecto de la utilización del torio, son:

Reprocesamiento y fabricación de elementos combustibles en facilidades remotas y semi-remotas.

Cálculos neutrónicos y optimización de reactores para utilizar el ciclo de torio.

Evaluación económica de ciclos de combustible avanzados en distintos tipos de reactores.

Prospección y cubicaje de las reservas de torio en la Argentina.

TABLA 1  
Balance de neutrones típicos de tres tipos de reactores

		Conversor térmico (HTGR)	Reproductor térmico (MSBR)	Reproductor rápido (LMFBR)
P	$\eta$ ( $^{233}\text{U}$ )	2,23	2,23	--
	$\eta$ ( $^{235}\text{U}$ )	1,98	1,98	--
	$\eta$ (combustible)	2,17	2,21	2,23
	$\epsilon$	1,003	1,008	1,27
	$\eta\epsilon$	2,178	2,232	2,948
A	Núcleos físiles	1,000	1,000	1,000
L	$^{233}\text{p}$	$2 \times 0,019$	$2 \times 0,005$	--
	Otros núcleos pesados	0,012	0,014	0,016
	Estructuras, refrigerante, controles	0,082	0,097	0,191
	Xenon	0,042	0,005	--
	Otros productos de fisión	0,136	0,010	0,073
	Pérdidas	0,04	0,022	0,032
L Total		0,331	0,153	0,312
CR = P - A - L		0,83	1,07	1,636

TABLA 2  
 Características principales de los HTGR de tipo  
 "Pebble bed" (HBR) y "Prismatic fuel"(GA)

	THTR-1000 (HRB)	HTR-1160 (GA)
Potencia térmica MW	2.700	3.000
Potencia eléctrica MW	1.000	1.150
Eficiencia %	43	38
Ciclo de Combustible	U/Th	U/Th
Dimensiones de los elementos combustibles cm	6 $\phi$	36 x 79,5
Diámetro del núcleo m	8,9	8,47
Altura del núcleo m	5,4	6,34
Número de elementos combustibles	1,8 x 10 <sup>6</sup>	3.944
Densidad de potencia MW/m <sup>3</sup>	8	8,4
Temperatura helio (entrada) °C	750	727
Temperatura helio (salida) °C	50	50
Presión de helio bar	50	50
Vida del combustible (años de plena potencia)	2,3	3,2
Temperatura del combustible (máxima) °C	1.120	1.350
Quemado promedio MWd/t	83.000	98.000
Partículas de combustible	UO <sub>2</sub> + ThO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> + ThO <sub>2</sub>
Recubrimiento	P y C	P y C/SiC

TABLA 3

Parámetros óptimos del ciclo de combustible del HTGR para las condiciones económicas de Estados Unidos (1974)

	Núcleo Inicial	Núcleo de equilibrio
Densidad de potencia W/cm	8,4	8,4
Razón C/Th promedio	214	238
Vida del Combustible* años	4	4
Intervalo de recambio* años	1	1
Fracción recombida	1/4	1/4
Carga fértil kg/MW(e)	32	29
Requerimiento de U kg/MW(e)	1,40	--
Requerimiento anual de U (kg/MWe)	--	0,33
Razón de conversión	0,69	0,66

\* 80% factor de potencia

TABLA 4  
Características principales de un MSBR

Potencia térmica	2250 MW
Potencia eléctrica	1000 MW
Rendimiento global	44 %
Temperatura de la sal (entrada)	565°C
Temperatura de la sal (salida)	710°C
Recipiente del reactor	
Diámetro interno	6,7 m
Altura	6 m
Espesor	6 cm
Núcleo (Altura-diámetro)	3,9 m - 4,2 m
Manto radial (espesor)	0,45 m
Manto reflector de grafito (espesor)	0,75 m
Número de elementos de grafito	1412
Dimensiones de los elementos de grafito	10 x 10 x 390 m
Cociente sal/grafito en zona central	37 %
Cociente sal/grafito en zona periférica	13 %
Velocidad máxima de la sal	2,5 m/s
Peso total del grafito	669 Tn
Densidad de potencia	22 W/cm
Flujo de neutrones térmicos (máximo)	$8,3 \times 10^{10} \cdot \text{seg}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$
Volumen de sal	46,5 m <sup>3</sup>
Vida promedio del grafito	4 años
Inventario de torio	68 Tn
Inventario de material fisionable ( <sup>233</sup> U)	1504 kg
Razón de conversión	1,07
Producción de <sup>233</sup> U	3,6 % anual
Tiempo de doblaje (exponencial)	19 años

TABLA 5 (ref. 2)  
Características de un LWBR de 1000 MWe

	Pre-reproductor	reproductor
Potencia térmica MWt	3200	3200
Eficiencia térmica %	31,2	31,2
Combustible	ThO <sub>2</sub> / <sup>235</sup> UO <sub>2</sub>	ThO <sub>2</sub> / <sup>233</sup> UO <sub>2</sub>
Refrigerante-moderador	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O
Temperatura refrigerante entrada/salida °C	271 / 306	271/306
Vapor	37 atm, 247 °C	37 atm, 247 °C
Núcleo altura/diámetro m	2,2 / 5,2	2,2 / 5,2
Número de módulos	61	61
Densidad de potencia media en el núcleo W/cm <sup>3</sup>	68	68
Inventario de Torio, ton	150	280
Carga de combustible, kg <sup>233</sup> U	3500	3200
Vida del combustible, horas de plena potencia	19000	17 - 20000
Grado de quemado fisiones/ N° inicial de átomos fisionables	0,8	0,8 - 0,9
Razón de conversión	< 1	1,01 - 1,02

TABLA 6 (ref. 13)  
Características del ciclo de combustible en PWR

	UO <sub>2</sub> - PuO <sub>2</sub>	ThO <sub>2</sub> - UO <sub>2</sub>	Th - U
Carga inicial <sup>235</sup> U (tn)	2,740	3,681	4,583
U natural (Tn)*	5,028 × 10 <sup>2</sup>	7,189 × 10 <sup>2</sup>	8,951 × 10 <sup>2</sup>
Trabajo de separación (kg)*	4,063 × 10 <sup>5</sup>	9,324 × 10 <sup>5</sup>	11,161 × 10 <sup>5</sup>
Razón de conversión del 1º ciclo	0,61	0,76	0,81
Requerimiento anual <sup>235</sup> U (Tn)	0,449	0,315	0,176
U natural (Tn)*	0,824 × 10 <sup>2</sup>	0,615 × 10 <sup>2</sup>	0,344 × 10 <sup>2</sup>
Trabajo de separación (kg)	1,08 × 10 <sup>5</sup> **	0,798 × 10 <sup>5</sup>	0,446 × 10 <sup>5</sup>
Razón de conversión del 2º Ciclo	0,67	0,79	0,84

\* 0,2% <sup>235</sup>U en las colas de la planta de difusión

\*\* Incluye enriquecimiento del U reciclado.

TABLA 7  
Consumo de uranio en un parque nuclear en expansión

Año	1970	1995	2030	2060	2110
Potencia Nuclear instalada GW(e)	2	65	900	900	900
Factor de potencia	0,8	0,65	0,65	0,65	0,65
Uranio total consumido/ Energía total generada (en kg/MWd(e))					
a) PHW (U natural)	0,45	0,45	0,45	0,45	0,45
b) PHW (U nat. + Th + Pu)	--	--	0,26	0,18	0,15
c) PHW (U nat. + Th)	--	--	0,26	0,15	0,08
d) PHW (U nat.) + LMFBR	--	--	0,19	0,12	0,07

\* Tiempo de doblaje simple = 17,4 años a factor de potencia 0,8

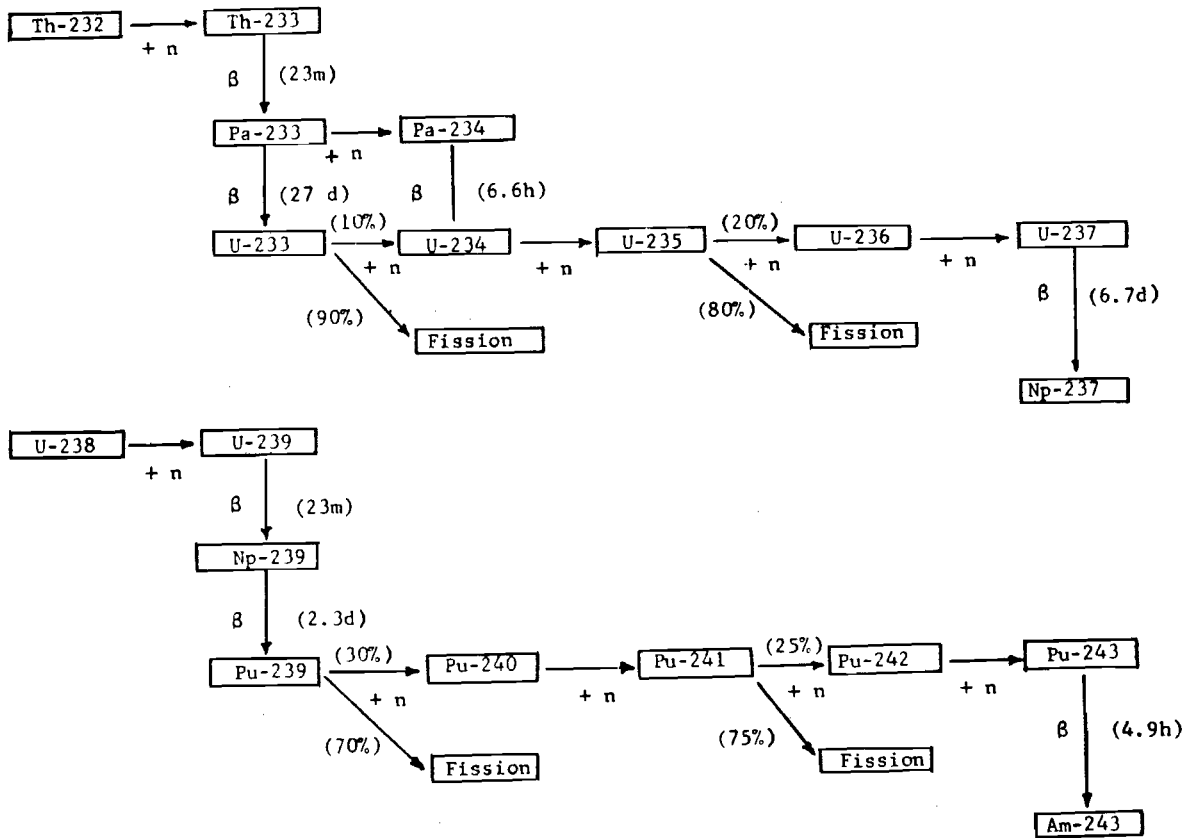


FIGURA 1  
Cadenas de núcleos originados por reacciones en  $^{232}\text{Th}$  y  $^{238}\text{U}$

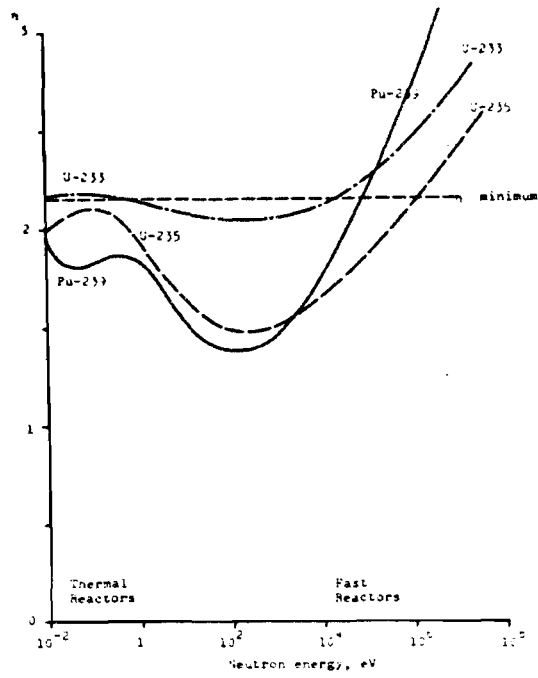


FIGURA 2

Variación de  $\eta$  con la energía para las principales isótopos fisianables (esquemática)

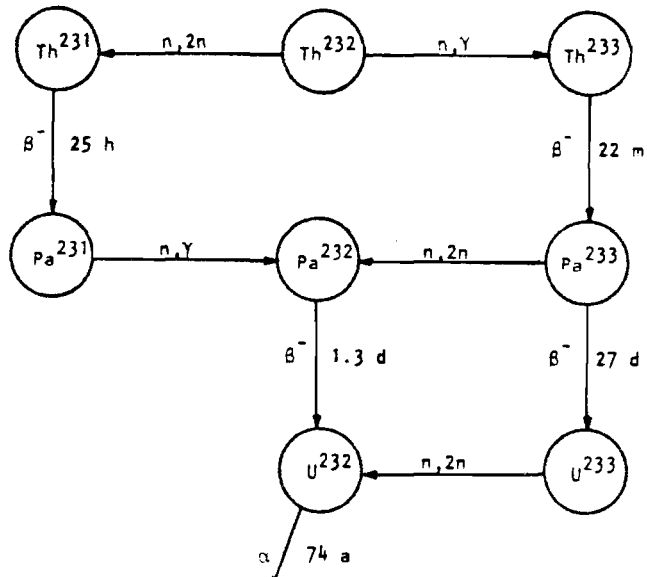


FIGURA 3

Reacciones de Producción de  $^{232}\text{U}$

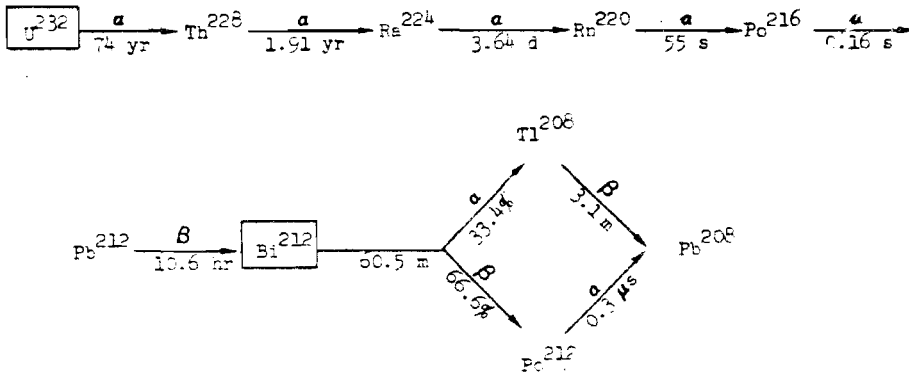


FIGURA 4  
Cadena de decaimiento  $\alpha$  del  $^{232}\text{U}$

## APENDICE BIBLIOGRAFICO

La bibliografía sobre el torio es muy extensa y muy dispersa de manera que solamente daremos las principales referencias concentrándonos en las más recientes (1974, 1975 y 1976).

Antes de 1969 hubo dos conferencias internacionales sobre el ciclo de torio publicadas como:

- \* "Utilization of thorium in Power-Reactors" IAEA Technical Reports Series N° 52, IAEA, Vienna (Junio 1965).
- \* "Thorium fuel cycle". Proceedings of the second International Thorium Fuel Cycle Symposium, Gatlinburg, Tennessee, Mayo 1966 (CONF-660524).

En 1969 la IAEA compiló una bibliografía exhaustiva que incluye todas las referencias hasta junio 1969:

- \* "Thorium Fuel Cycle". IAEA Bibliographical Series N° 39, IAEA, Viena 1969.

Posteriormente a 1969, las siguientes referencias, que no han sido mencionadas en el texto, han sido de utilidad.

### *Generales*

- P.R. KASTEN, M.L. TOBIAS, "Application of the thorium fuel cycle", Trans. Amer. Nuc. Soc. 22, 334, (1975).
- W.J. OOSTERKAMP, "Utilização do tório: A Razão de Conversão e as necessidades de combustíveis nos reactores térmicos", Informação IEA N° 44 (1975), São Paulo, Brasil.
- W.J. OOSTERKAMP, "A survey of thorium utilization in thermal power reactor", Informação IEA N° 37 (1974), São Paulo, Brasil.
- B.I. SPINRAD, "Thorium based fission reactor fuels", Trans. Amer. Nuc. Soc. 23 (Supl. 1) (1976).
- S.M. FEINBERG, "Fast gas and thermal breeder reactors", Traducido de Atomnaya Energiya 37, N° 1, p. 3, (1974).

*HTGR*

- American Nuclear Society Topical Meeting on Gas-Cooled Reactors: HTGR and GCFBR, May 7-10, 1974, Gatlinburg, Tennessee (CONF-740501).
- R.J. CERBONE, N. TSOLFANIDIS, "Thorium utilization in gas-cooled fast breeder reactors", Trans. Amer. Nuc. Soc. 22, 703 (1975).
- A.P. ROEH, B.R. WHEELER, "Chemical Reprocessing of HTGR fuels", Trans. Amer. Nuc. Soc. 22, 336 (1975)
- Thorium utilization program quarterly progress reports (GA-A 13178, GA-A13255, GA-A13366) (Junio 74-Feb. 75).
- "Gas cooled reactors with emphasis on advanced systems", Proceeding of a symposium, Julich 13-17 octubre, 1975, IAEA Vienna (1976).

*MSBR*

- J.R. ENGEL, H.T. KERR, E.J. ALLEN, "Nuclear characteristics of a 1000-MW(e) Molten-salt breeder reactor", Trans. Amer. Nuc. Soc. 22, 705 (1975).
- The development status of molten-salt breeder reactors", Report ORNL-4812. (1972).
- L.E. MCNEESE, M.W. ROSENTHAL, "MSBR: A review of its status and future". Nuclear News, Sept. 1974, p.52.
- M. TAUBE, "Breeding in molten salt reactors", Report EIR- Bericht 276, Wurenlingen, Suiza (1975).
- J.R. HIGHTOWER, "Process technology for the MSR  $^{233}\text{U}$ -Th cycle", Trans. Amer. Nuc. Soc. 22 338,(1975).

*LWR*

- L.W. LANG, "Thorium-uranium fueling for light-water reactors", Trans. Amer. Nuc. Soc. 22. 706 (1975).
- F. CORREA, W.J. OOSTERKAMP, "Thorium utilization in the Angra Dos Reis PWR (Brazil)", Amer. Nuc. Soc. Trans. 21. 261, (1975).

*CANDU-PHW*

- S. BANERJEE, E. CRITOPH, R.G. HART, "Thorium as a nuclear fuel for CANDU Reactors", Can. Jour. of chemical Eng. Vol. 53, p. 291, (1975).
- R.G. HART, L.R. HAYWOOD, G.A. PON, "The CANDU nuclear power system/ competitive for the foreseeable future", Paper N<sup>o</sup> A/CONF49/P/151. 4<sup>o</sup> Conf. Internac. para el uso pacífico de la energía atómica, Vienna (1971).
- A.J. MOORADIAN, "Future variants on the CANDU theme", *Energía Nuclear*, 21(4), 209, (1974) (AECL-4775).
- The canadian nuclear power program, a Brief to the Science Council of Canada- Report AECL- 4767 (1974).
- A.J. MOORADIAN, "Energy for Five thousand years", Report AECL-4845.

## BIBLIOGRAFIA

- 1) The Use of Thorium in nuclear power reactors, USAEC WASH-1097, Junio 1969.
- 2) A.M. PERRY & A.M. WEINBERG, "Thermal Breeder Reactors", Am. Rev. Nuc. Sci. 22, 317, (1972).
- 3) T.D. BEYNON, "The Nuclear physics of fast reactors", Rep. Prog. Phys. 37, 951 (1974).
- 4) C.R. ADKINS, Nucl. Technol. 13, 114 (1972).
- 5) H.L. WYCKOFF and P. GREEBLER, "Definitions of Breeding Ratio and Doubling Time", Nucl. Technol 21 158 (1974).
- 6) H. OEHEME, "Comparative HTGR-designs" in ANS Topical Meeting-Gas-Cooled Reactors: HTGR and GCFBR, May 7-10, 1974, Gatlinburg, Tennessee (CONF-740501).
- 7) L.L. BENNETT, R.K. LANE, "Fuel Management Flexibilities of the Th-<sup>235</sup>U Cycle. Ibid.
- 8) R.J. BROGLI, M.L. HAYS, R.K. LANE, R.F. TURNER, "High-Conversion HTGR for Resource Conservation", Trans. Amer. Nucl. Soc. 22, 707 (1975).
- 9) P. FORTESCUE, "A reactor Strategy: FBR's and HTGR's", Nuclear News, April 1972, pag. 36.
- 10) G.B. ZORZOLI, "Stato di sviluppo e prospettive dei reattori autofertilizzanti termici", Energia Nucleare Vol. 20 N° 2, Febrero 1973.
- 11) G.B. ZORZOLI, "The potential of Metallic Thorium for LWR", Energia Nucleare Vol. 20, N° 2, pag. 97, Febrero 1973.
- 12) G.B. ZORZOLI, "Use of metallic thorium for LWBR's and LWR's", Nucl. Technol, 20, 109 (1973).
- 13) C.C. LIN, B.A. ZOLOTAR, "A study of thorium utilization in LWR", Trans. Am. Nuc. Soc. 19, 222 (1974).
- 13a) R.L. HELLENS, R.A. MATZIE, J.R. REC, B.R. SEHGAL, N.L. SHAPIRO, "A survey of Thorium fuel cycles in PWR", Trans. Amer. Nuc. Soc. 23, 272 (1976).

- 14) Thorium: Physico-chemical properties of its compounds and alloys, Atomic Energy Review Special Issue N° 5, I.A.E.A. (Vienna, 1975).
- 15) E.C. MONCRIEF, C.A. BURKART, D.A. NITTI, "Thorium fuel separation Engineering studies" en second international thorium fuel cycle symposium Gatlinburg (1966) (CONF-660524).
- 16) F.M. DURET, "Plutonium recycle in CANDU-type PHW reactor", Atomic Energy of Canada Limited, Report AECL-3910 (1971).
- 17) A.J. MOORADIAN, O.J.C. RUNNALLS, "CANDU-Economic Alternative to the Fast Breeder", Report AECL-4916 (1974).
- 18) S.R. HATCHER, S. BANERJEE et al, "Thorium cycle in heavy water moderated pressure tube (CANDU) reactors". Trans. Amer. Nuc. Soc. 22, 334 (1975), Report AECL-5398.
- 19) B.W. LEWIS, "How much of the rocks and oceans for power? Exploring the uranium-thorium fission cycle", AECL-1916 (1964).
- 20) B.W. LEWIS, M.F. DURET et al., "Large scale nuclear energy from the thorium cycle", paper A/CONF. 49/A/157, Cuarta conferencia Intemacional de las Naciones Unidas para el Uso Pacífico de la Energía Atómica, Ginebra 6-16 septiembre, 1971 (AECL-3980).
- 21) M.F. DURET, M.J. HALSALL, "A preliminary assessment of thorium as fuel for thermal reactors" in I.A.E.A. Technical Report Series N° 52, p. 55, I.A.E.A., Viena, 1966.
- 22) E. CRITOPH, S. BANERJEE, et. al, "Prospects for Self-sufficient Equilibrium thorium cycles in CANDU reactors", Trans. Americ. Nuc. Soc. 22, 706 (1975).
- 23) V. ANGELELLI, E. CHAAR, "Contribución al aluvión de Rio Tercero (Córdoba), Informe CNEA N° 139.
- 24) J.F. VILLAR FABRE, O.M. SANTOMERO, H.N. LUCERO, "Los Minerales de torio en la Argentina", Departamento de Producción (CNEA), Informe inédito (1958).