

# EXPOSICION ELEMENTAL DE LOS PRINCIPIOS BASICOS DE FUNCIONAMIENTO DE LOS REACTORES NUCLEARES

CONFERENCIA ANUAL DICTADA  
EN LA ACADEMIA DE GUERRA  
NAVAL

Por

Mario ZENTENO Carvallo  
Jefe de la Oficina de Planificación  
ENDESA

Alvaro COVARRUBIAS O.  
Ingeniero Proyecto Nuclear

## I. INTRODUCCION

Con el fin de comprender claramente los esfuerzos y avances realizados en el desarrollo tecnológico de las plantas nucleares, es conveniente efectuar un corto y simplificado análisis de los principios físicos fundamentales que hicieron posible el advenimiento de esta nueva técnica.

El conocimiento de la estructura de la materia ha preocupado al hombre desde varios siglos antes de nuestra era. En efecto, ya en el año 400 A.C., el filósofo griego Demócrito postulaba la discontinuidad de la materia, a la cual suponía compuesta por el agregado de partículas elementales que denominó átomos, palabra griega que significa indivisible. Las ideas de Demócrito no pasaron de ser meras especulaciones filosóficas y fue necesario esperar hasta fines del siglo XIX para que la constitución de

la materia fuera considerada bajo su aspecto científico gracias a la labor de varios investigadores, entre los cuales se destacan los esposos Curie, que al descubrir el radio iniciaron la investigación sistemática de la estructura atómica.

En 1911, el físico inglés Rutherford describía el átomo como constituido por un núcleo central, cargado positivamente, alrededor del cual giraban los electrones, de carga negativa. La carga positiva del núcleo se debía a la presencia de partículas denominadas protones y cuyo número era igual al de los electrones a fin de mantener la naturaleza eléctricamente neutra de los átomos. El número de protones era característico de los átomos de cada elemento y podía variar desde 1, para el Hidrógeno, hasta 92 para el Uranio. La cantidad de protones, determinaba, en esta forma,

las características químicas de los elementos.

En 1932, otro científico inglés, Chadwick, realizó un descubrimiento que tendría enormes repercusiones en el futuro desarrollo de la tecnología nuclear: la existencia, en el núcleo de los átomos, de partículas eléctricamente neutras, que denominó neutrones y cuya masa era ligeramente superior a la de los protones (Fig. 1). En general, para todos los ele-

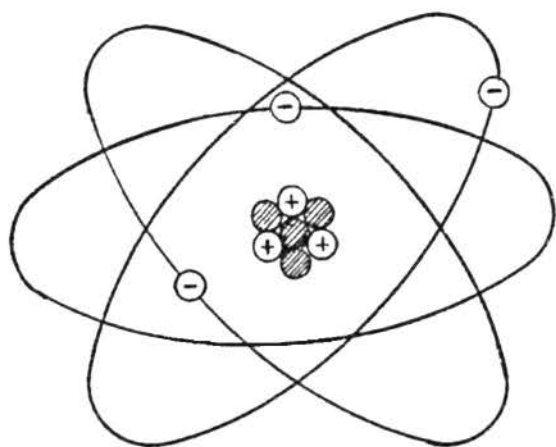


Fig. 1

mentos estables conocidos, el número de neutrones es superior al de los protones, pero contrariamente a lo que sucede con los protones, el número de neutrones no es fijo para un determinado elemento. Elementos que tienen igual número de protones, pero diferentes cantidades de neutrones, reciben el nombre de isótopos. Para distinguirlos, se acostumbra colocar inmediatamente después de su símbolo químico, una cifra que representa la suma de sus protones y neutrones. Así, por ejemplo, el Uranio presenta 3 isótopos de especial interés en la tecnología nuclear: U238, U235 y U233. De acuerdo a lo anterior y considerando que el núcleo de Uranio tiene 92 protones, el número de neutrones de estos tres isótopos son, respectivamente:  $238-92 = 146$ ,  $235-92 = 143$  y  $233-92 = 141$ .

El hecho de que el neutrón fuera una partícula neutra y que, como tal, podría atravesar con facilidad las capas electrificadas externas formadas por los electrones, despertó gran interés entre los cien-

tíficos que procedieron a utilizarlo como un efectivo proyectil para bombardear los núcleos de los átomos de diversos elementos.

En 1934, el físico italiano Fermi, al bombardear átomos de Uranio con neutrones, detectó ciertas reacciones nucleares, para las cuales, sin embargo, no pudo encontrar una interpretación adecuada.

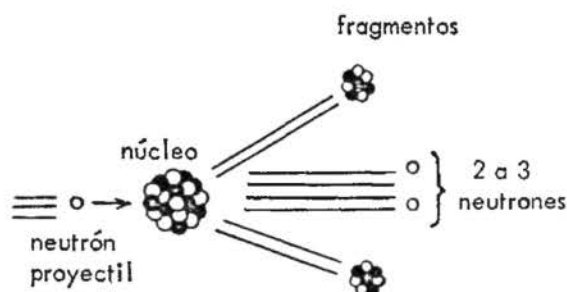
Estudiando las experiencias de Fermi, a fines de 1938, los físicos alemanes Hahn y Strassmann descubrieron que el bombardeo de los átomos de Uranio por neutrones, producía la fragmentación de algunos núcleos, dando origen a la formación de elementos más livianos. La descripción de estos experimentos aparece en el histórico artículo de estos físicos en el número del 6 de enero de 1939 de la publicación científica alemana "Naturwissenschaft".

Este descubrimiento despertó un interés extraordinario en el mundo científico de esa época y antes de 2 meses más tarde ya se habían publicado más de 40 trabajos sobre el tema. Entre ellos, es necesario destacar a dos, por la importancia posterior que tuvieron en el desarrollo de la energía nuclear. En efecto, en el mismo mes de enero de 1939, los físicos austríacos Meitner y Frisch, refugiados en esa época en Dinamarca, estudiando el fenómeno descubierto por Hahn y Strassmann, determinaban la extraordinaria cantidad de energía que se liberaba en este proceso, al que denominaron "fisión". Poco tiempo después, en marzo del mismo año, el físico francés Joliot descubría que el núcleo de Uranio, al fisionarse, emitía de 2 a 3 neutrones, estableciendo, de este modo, la posibilidad de producir una reacción en cadena, puesto que estos neutrones podían a su vez, causar la fisión de otros núcleos de Uranio vecinos.

A partir de ese instante, los acontecimientos se sucedieron en forma vertiginosa, acelerados principalmente por el conflicto bélico mundial de esa época, para culminar con la operación del primer reactor nuclear, en 1942 en Chicago, el estallido de la primera bomba atómica lanzada sobre Hiroshima el 6 de agosto de 1945 y la instalación de la primera central eléctrica nuclear, por la Unión Soviética en 1954.

## 2. PRINCIPIOS FISICOS DE LOS REACTORES NUCLEARES

¿Qué es la fisión? En palabras sencillas, podría decirse que al bombardear con un flujo de neutrones los átomos de ciertos elementos pesados, "algunos" de sus átomos se fraccionan, dando origen a la formación de elementos más livianos. (Fig. 2). Este fenómeno es acom-

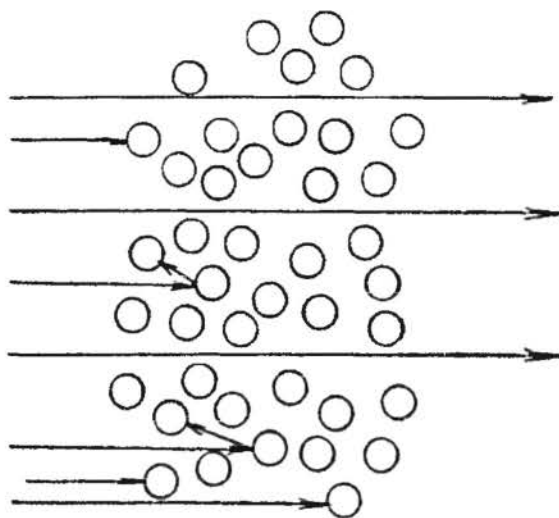


pañado por una disminución de masa del sistema reaccionante, es decir, la suma de las masas de los fragmentos es inferior a la masa del átomo original que se fisiona. La disminución de masa, de acuerdo a la equivalencia entre masa y energía, establecida por Einstein, se traduce en una liberación notable de energía, la cual se transmite a los fragmentos principalmente en forma de energía cinética, la que finalmente se manifiesta en forma de calor. La energía que se liberaría, al fisionarse "todos" los átomos de 1 gramo de esos elementos, es del orden de 20 millones de kilocalorías, o sea, la que se obtendría al quemar 3 toneladas de carbón.

Los elementos de ocurrencia natural que presenta este fenómeno son el U238, U235 y el Th232. De estos tres elementos, solamente el Th232 existe aislado en la naturaleza; los dos restantes se presentan en una mezcla isotópica con 99,3% de U238 y 0,7% de U235, que se denomina Uranio natural. La separación de estos dos isótopos es una operación compleja y de muy alto costo.

La cantidad de energía que se libera en la fisión, si bien es relativamente alta, no constituye la característica más importante de este fenómeno, ya que existen numerosas reacciones químicas que se producen con desprendimiento de energía. El hecho que confiere una particularidad especial a la fisión, es la posibilidad de originar una reacción en cadena, es decir, que una vez iniciado el fenómeno, éste se propague por sí solo, sin necesidad de ningún otro agente externo. En efecto, al fisionarse un núcleo, junto con fragmentarse, desprende ciertos neutrones que son emitidos con una gran energía cinética. Es posible en consecuencia, pensar en la formación de una reacción en cadena, puesto que estos neutrones pueden, a su vez, causar la fisión de otros núcleos vecinos. Para que esto sea posible, sin embargo, es necesario que se cumplan ciertas condiciones especiales que se analizarán a continuación.

Para ello, consideremos una cierta masa de cualquiera de los elementos fisionables citados y sometámosla al bombardeo de un número fijo de neutrones proyectiles. Analicemos el destino de estos neutrones. Una fracción de estos neutrones atravesará por entre los espacios vacíos que existen entre los núcleos y escaparán del sistema sin causar reacción alguna. El resto de los neutrones chocarán con los núcleos (Fig. 3). De estos



neutrones que llegan hasta los núcleos, una parte rebota en ellos y siguen su peregrinación dentro del sistema, pudiendo escapar hacia el exterior, o bien llegar nuevamente hasta otro núcleo. Los neutrones que llegan al núcleo y que no rebotan son absorbidos por éste, pero sólo una parte de ellos produce la fisión; el resto es capturado por el núcleo y originan un cambio en su estructura que se traduce en la formación de otro elemento. Es decir, producen una transmutación.

Para aclarar este conjunto de acciones probables que pueden originar los neutrones, tomemos un ejemplo sencillo:

Supongamos que disparamos 100 neutrones a una cierta masa de un elemento fisionable y que de esta cantidad, 30 escapan hacia el exterior sin originar reacción alguna. Entonces, solamente 70 llegarán a los núcleos y serán absorbidos por ellos (o sea, suponemos que no ha habido rebotes). Imaginemos que de los 70 núcleos que absorbe un neutrón, solamente 40 de ellos se fisionan. Si estos núcleos al fisionarse producen en promedio, 2,5 neutrones, significa entonces que dispondremos de  $2,5 \times 40 = 100$  nuevos neutrones. Estos 100 neutrones inician un ciclo similar al anterior y la reacción podrá autosostenerse, es decir, se producirá una reacción en cadena.

Imaginemos, ahora, que utilizamos otro material fisionable cuyo comportamiento sea diferente del anterior y repetamos el experimento. Supongamos que también en este caso, escapan hacia el exterior 30 neutrones, pero que de los 70 neutrones absorbidos solamente 20 producen la fisión. Si la fisión de estos núcleos origina también 2,5 neutrones, dispondremos ahora de solamente  $2,5 \times 20 = 50$  neutrones para iniciar un nuevo ciclo. Si los porcentajes se mantienen, en este nuevo ciclo escapan 15 neutrones hacia el exterior y de los 35 restantes, solamente 10 producirán fisión, originando al final del ciclo, solamente  $2,5 \times 10 = 25$  neutrones, iniciándose un tercer ciclo, al cabo del cual, siguiendo el mismo razonamiento, obtendríamos solamente de 7 a 8 neutrones. Vemos que en este caso, al cabo de unos pocos ciclos no habría ya neutrones y la reacción se detendría. Es decir, no habríamos producido una reacción en cadena.

Si finalmente, utilizamos un tercer material fisionable cuyas características sean tales que de los 70 neutrones absorbidos por sus núcleos, 50 produzcan la fisión, al final del primer ciclo obtendríamos 125 neutrones. Esta cantidad aumentaría rápidamente al cabo de algunos ciclos y la reacción en cadena que obtendríamos sería mucho más violenta que la del primer caso.

De los ejemplos anteriores se deduce que la reacción en cadena es posible solamente cuando la cantidad de neutrones dentro del sistema no sea, en ningún instante, inferior a la cantidad inicial.

Veamos, ahora, cómo puede cumplirse esta condición.

Estudiemos, primeramente, la fuga de neutrones hacia el exterior. Es evidente que, en un sistema reaccionante en la forma explicada, la fuga de neutrones es proporcional a su superficie y que la producción de neutrones es proporcional a su volumen. En consecuencia, la cantidad mínima de combustible nuclear que puede mantener una reacción en cadena, denominada "masa crítica", será función de la geometría del sistema. Para una determinada cantidad de combustible nuclear, puede suceder que sea posible producir una reacción en cadena si esa masa tiene la forma de un cubo, por ejemplo, y que, a la inversa, si la misma masa tiene la forma de una placa la reacción en cadena sea imposible. (Fig. 4). Por consiguiente, a fin de economizar combustible, es deseable que la razón entre la superficie y el volumen sea mínima. De todos los cuerpos geométricos conocidos, la esfera es la que tiene esta razón mínima, por lo que un reactor de forma esférica necesitará menos combustible que un reactor de forma geométrica diferente. En este principio está basado, precisamente, un sencillo tipo de detonador de una bomba atómica, que consiste en dos semiesferas que se mantienen separadas (Fig. 5); cada semiesfera no puede producir una reacción en cadena, pero al acercarlas de modo de formar una esfera completa, la reducción de las fugas de neutrones hacia el exterior hace posible que se establezca una reacción en cadena.

La masa crítica para el U235 es de 20 kg. para una esfera de aproximadamente 12,5 cms. de diámetro. Para el



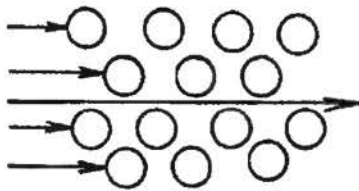
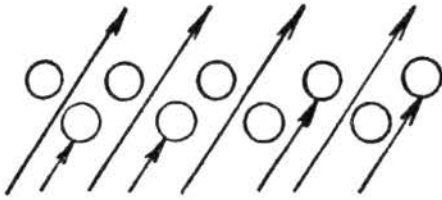


Fig. 4

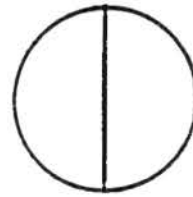


Fig. 5

Pu239 la masa crítica es de 5,2 kg. y el diámetro de la esfera de 8 cms.

La fuga de neutrones hacia el exterior, puede ser disminuida rodeando el sistema de un reflector de neutrones, es decir, de algún material que devuelva los neutrones hacia el interior, al rebotar éstos en sus núcleos cuando pretenden escapar.

Analícemos ahora lo que sucede con el resto de los neutrones que permanecen en el interior de la masa de combustible. Como dijimos anteriormente, si queremos producir una reacción en cadena, esta cantidad de neutrones no debe disminuir en ningún instante. Al no escapar hacia el exterior, los neutrones en su peregrinación dentro del sistema chocarán con los núcleos del combustible dando origen a tres reacciones posibles:

- Rebote
- Absorción
 

{	captura
{	fisión

Estudiaremos solamente lo que sucede con las dos últimas reacciones, por cuanto al rebotar un neutrón, si permanece dentro del sistema, irá a chocar con otros núcleos hasta que finalmente produzca

alguna de las otras dos reacciones posibles, esto es, captura o fisión. La probabilidad de que ocurra una u otra reacción, depende de ciertas características propias de los combustibles nucleares que no pueden ser alteradas y también de la velocidad de los neutrones proyectiles.

Desde el punto de vista de su velocidad, los neutrones se clasifican en rápidos (15 millones de m/seg.) y en lentos o térmicos (2.200 m/seg.). Los neutrones emitidos en el proceso de la fisión pertenecen a la categoría de rápidos. Los neutrones rápidos pueden disminuir su velocidad y transformarse en neutrones lentos; la forma en que esto se consigue la explicaremos más adelante.

Los elementos U-238 y Th-232 presentan el fenómeno de la fisión solamente cuando son bombardeados por neutrones rápidos, aunque es preciso señalar que esa probabilidad es bastante baja. En efecto, de los neutrones absorbidos por los núcleos de U-238 solamente el 36% produce la fisión. El U-235 se fisiona al ser bombardeado tanto por neutrones rápidos como lentos, siendo un poco mayor la probabilidad de ocurrir la fisión para los neutrones lentos. De

los neutrones rápidos absorbidos por los núcleos de U-235 el 84% se fisionan; para el caso de neutrones lentos, esta cifra se eleva ligeramente al 85%.

Si bien los elementos U-238 y Th-232 solamente se fisionan con neutrones rápidos y aún en este caso la probabilidad de que esto ocurra es bastante baja, presentan otra propiedad que los hace extraordinariamente interesantes para la aplicación de la energía nuclear. En efecto, como se dijo, de los neutrones absorbidos una baja proporción produce la fisión (36% para el U-238) y el resto permanecen capturados en el núcleo dando origen a la formación de 2 nuevos elementos que no ocurren en estado natural y que son fisionables en la misma forma que lo es el U-235; ellos son el Plutonio 239 formado a partir del U-238 y el Uranio 233, proveniente del Th-232. Por esta razón se denomina al U-238 y al Th-232 "materiales fértiles". Como dijimos, estos dos nuevos elementos al igual que el U-235, son fisionables tanto para neutrones lentos como rápidos.

De los neutrones lentos absorbidos por los núcleos de Pu-239, el 73% producen la fisión; para neutrones rápidos el porcentaje sube a 85%. Para el U-233 las cifras correspondientes son de 91% y de 92%.

Resumiendo todo lo anterior, podemos decir que se dispone actualmente de 5 elementos fisionables: U-238, U-235, Th-232, Pu-239 y U-233. Los tres primeros existen en estado natural y los dos últimos son producidos artificialmente a partir del U-238 y Th-232. De estos 5 elementos, hay dos, U-238 y Th-232, que solamente son fisionables para neutrones rápidos, pero la probabilidad de fisión es baja; en cambio, por captura de neutrones dan origen al Pu-239 y U-233. Los otros tres elementos, U-235, Pu-239 y U-233 son fisionables para neutrones de cualquier velocidad y la probabilidad de fisión con neutrones rápidos es mucho mayor que para el U-238 y Th-232.

Otra propiedad física de los combustibles nucleares que es preciso determinar es la cantidad de neutrones que emite cada núcleo al fisionarse. Se mencionó anteriormente que en promedio los núcleos fisionados emiten de 2 a 3 neutrones. Esta cantidad varía para cada elemento y además depende si la fisión ha sido originada por neutrones lentos o

rápidos. Para los combustibles nucleares más usados las cifras correspondientes son:

U-235: con neutrones rápidos:	2.51
con neutrones lentos:	2.47
Pu-239: con neutrones rápidos:	2.97
con neutrones lentos:	2.91
U-233: con neutrones rápidos:	2.55
con neutrones lentos:	2.51
U-238: con neutrones rápidos:	2.5

Veamos ahora la posibilidad de producir una reacción en cadena con los 5 combustibles nucleares analizados. Para simplificar nuestro análisis supondremos que la fuga de neutrones hacia el exterior es despreciable, por ejemplo mediante el empleo de una cierta masa de combustible nuclear de forma esférica rodeada de un elemento reflector de neutrones. La población de neutrones que puede existir en un instante dado dentro de la masa de combustible estará entonces íntegramente disponible para que sea absorbida por los núcleos de los átomos del combustible.

Con el U-238 no es posible producir una reacción en cadena. En efecto, hemos dicho que sólo el 36% de los neutrones rápidos absorbidos por el U-238 producen la fisión y como cada núcleo de este elemento produce 2.5 neutrones al fisionarse, si comenzamos la reacción en cadena con 100 neutrones, al cabo del primer ciclo obtendremos  $100 \times 0,36 \times 2,5 = 90$  neutrones, los que al finalizar el segundo ciclo se reducirán a  $90 \times 0,36 \times 2,5 = 81$  neutrones y la reacción se detendría rápidamente.

El comportamiento del Th-232 es similar y en consecuencia, no es posible tampoco producir con este elemento una reacción en cadena.

Con el mismo tipo de razonamiento es sencillo demostrar que con el U-235, Pu-239 y U-233 es posible producir una reacción en cadena con neutrones rápidos y también con neutrones lentos. Así por ejemplo, para el caso de U-235 con neutrones lentos si iniciamos la reacción con 100 neutrones iniciales al cabo del primer ciclo obtendríamos  $100 \times 0,85 \times 2,47 = 210$  neutrones y repitiendo este cálculo vemos que la cantidad de neutrones aumenta rápidamente.

Puede deducirse también que para el caso de neutrones rápidos, el Pu-239 presenta el caso más favorable para produ-

cir una reacción en cadena. En efecto, en un ciclo que se inicia con 100 neutrones obtenemos  $100 \times 0,85 \times 2,97 = 252$  neutrones. Lo siguen el U233 con  $100 \times 0,91 \times 2,55 = 232$  y el U-235 con  $100 \times 0,84 \times 2,51 = 219$ . Para el caso de neutrones lentos, el caso más favorable corresponde al U233 con  $100 \times 0,92 \times 2,51 = 231$  y lo siguen el Pu239 con  $100 \times 0,73 \times 2,91 = 212$  y el U235 con  $100 \times 0,85 \times 2,51 = 210$ .

El análisis precedente lo hemos hecho para combustibles puros y parece lógico preguntarse cuál sería el comportamiento de una mezcla de dos combustibles nucleares. En tal caso, la absorción de neutrones entre ambos combustibles se reparte en la proporción de la concentración de núcleos de ambos combustibles y de la afinidad intrínseca que tienen individualmente con los neutrones.

Veamos por ejemplo lo que ocurre con el Uranio natural: por cada núcleo de U235 hay 139 núcleos de U238 y la afinidad intrínseca es de 1:14 para los neutrones rápidos. De ellos es posible concluir que en una mezcla de Uranio natural puesta en presencia de neutrones rápidos, el 91% de las absorciones se producen en el U238 y el 9% restante ocurren en el U235. Para el caso de neutrones lentos las proporciones cambian a 36% para el U238 y 64% para el U235.

Hasta aquí hemos visto que de los combustibles nucleares que existen en la naturaleza, solamente el U235 es posible emplearlo en una reacción en cadena automantenida. Además, habíamos visto que este elemento existe en el Uranio natural que es una mezcla de 99,3% de U238 y de 0,7% de U235. Sería interesante, en consecuencia, analizar la posibilidad de producir una reacción en cadena, utilizando directamente Uranio natural.

Sin embargo, para comprender dicha posibilidad es necesario explicar previamente dos peculiaridades del fenómeno.

En primer lugar, ya habíamos mencionado que parte de los neutrones experimentan rebotes con los núcleos vecinos al intentar realizar una reacción en cadena; habíamos supuesto que estos neutrones permanecen dentro del combustible para finalmente ser absorbidos por el mismo. Ahora bien, los rebotes hacen que los neutrones pierdan progresivamente su velocidad y, por lo tanto, los neutrones de fisión que nacen rápidamente terminan por convertirse en neutrones lentos. O sea que en realidad dentro del combustible hay neutrones de todas las velocidades entre el rango rápido y lento.

En segundo lugar, el U238 tiene una notable capacidad de captura de neutrones dotados de velocidades intermedias entre la rápida y la lenta, y por lo tanto, un elevado porcentaje de los neutrones son capturados por el U238 antes que lleguen a convertirse en neutrones lentos. En efecto, un 40% son capturados y un 60% logra franquear la barrera de las velocidades intermedias y alcanzar el estado de neutrones lentos.

En vista de lo anterior, el análisis de la posibilidad de producir una reacción en cadena en el Uranio natural hay que hacerlo teniendo en cuenta los fenómenos descritos. Imaginemos que 100 neutrones rápidos son absorbidos por el Uranio natural; de ellos, 91 son absorbidos en el U238 y el 36% da origen a fisión generando  $91 \times 0,36 \times 2,5 = 82$  neutrones rápidos. Otros 9 neutrones rápidos son absorbidos por el U235 y el 84% da origen a fisión generando  $9 \times 0,84 \times 2,51 = 19$  neutrones rápidos: es decir que los 100 neutrones rápidos se convierten en  $82 + 19 = 101$  neutrones rápidos. Estos últimos se convierten en  $101 \times 0,60 = 60$  neutrones lentos, ya que 41 son capturados por el U238 en el momento que tienen velocidades intermedias. Como solamente el U235 es fisiónable con neutrones lentos, los 60 neutrones lentos se convierten en  $60 \times 0,64 \times 0,85 \times 2,47 = 81$  neutrones rápidos, cantidad inferior a los 100 neutrones iniciales, por lo cual la reacción en cadena no es posible con el Uranio natural dispuesto en una masa homogénea.

Existe sin embargo, un procedimiento para lograr una reacción en cadena que utilice Uranio natural. El procedimiento se basa en una disposición heterogénea del Uranio natural en delgadas barras rodeadas de un gran volumen de una sustancia denominada moderador que tiene por finalidad facilitar el escape de los neutrones rápidos de las barras de combustible y hacer que la pérdida de velocidad de los neutrones hasta ser neutrones lentos se produzca mediante cho-



ques con los núcleos de la substancia moderadora en vez del U238, aumentando en esta forma hasta un 80% los neutrones que logran traspasar la velocidad intermedia sin ser capturados en el U238.

Con la disposición geométrica anterior, los 101 neutrones rápidos resultantes de la fisión rápida en el U-238 y U-235, se convierten en  $101 \times 0,80 = 80$  neutrones lentos que por fisión en el U235 originan  $80 \times 0,64 \times 0,85 \times 2,47 = 107$  neutrones rápidos; es decir, es posible una reacción en cadena. En realidad, el balance de neutrones es bastante crítico ya que también se pierden neutrones por absorciones en la substancia moderadora y en otros materiales estructurales del reactor. La disposición descrita recibe el nombre de heterogénea y requiere una masa considerablemente mayor de Uranio natural que si se utilizara U235 puro. Estas exigencias pueden ser disminuidas si se aumenta artificialmente el porcentaje de U235 contenido en el Uranio natural, dando lugar al llamado Uranio enriquecido. El enriquecimiento empleado es del orden del 2 al 4%. En el análisis anterior nada hemos dicho de la presencia del Plutonio 239, que se genera como consecuencia de la absorción de neutrones por parte del U238. Puesto que el Pu239 es fisionable tanto con neutrones rápidos como con neutrones lentos, en realidad contribuye a la reacción, pero para el caso del Uranio natural dispuesto en una masa homogénea, no es suficiente para contrarrestar las capturas que se producen en el U238. Además la acumulación de Pu239 en la masa de Uranio natural alcanza un límite del orden del 0,6% ya que a medida que se generan núcleos de Pu-239 también van desapareciendo debido a la fisión de los mismos.

La mayoría de los reactores actualmente en operación funcionan con neutrones lentos, ya sea utilizando Uranio natural como combustible (Inglaterra, Francia) o bien Uranio enriquecido (Estados Unidos). Por último, si este enriquecimiento es superior al 20% ya es posible producir una reacción en cadena con neutrones rápidos.

Dijimos anteriormente que el U238, al capturar un neutrón podría dar origen a la formación del Pu239 y que igual fenómeno se presentaba en el Th232 res-

pecto al U233. Este hecho tiene una importancia trascendental por las razones que se explican a continuación:

Puesto que la cantidad de neutrones emitidos por el Pu239 es superior a 2, podría pensarse en la posibilidad de agregar U238 a un sistema reaccionante formado por Pu239 y que uno de los neutrones emitidos prosiguiera la fisión del Pu239, otro fuera capturado por el U238 para dar origen a la formación de Pu239 y el resto, sirviera para compensar las pérdidas inevitables de neutrones ya mencionadas. En esta forma, el sistema fabricaría su propio combustible a partir del U238. Además, si la cantidad de neutrones emitidos fuera suficiente, "sería posible fabricar más combustible que el que se consume". Igual cosa podría concebirse para el caso del U233 con el Th232. Tales posibilidades son factibles y un sistema que opere de este modo recibe el nombre de "reproductor" o "breeder".

Hasta ahora hemos analizado la posibilidad de producir una reacción en cadena, sin preocuparnos de estudiar cómo se inicia y lo que sucede después de haber comenzado.

De acuerdo a lo explicado, la iniciación de una reacción en cadena supone la existencia previa de una cierta cantidad de neutrones. Estos neutrones pueden provenir de ciertas fuentes artificiales, o bien, de la fisión espontánea que ocurre en el Uranio. Las fuentes artificiales de neutrones más frecuentemente empleadas consisten en antimonio radiactivo Sb 124, cubierto por una capa de Berilio y Polonio también recubierto de Be. Los neutrones emitidos por estas fuentes pertenecen a la categoría de térmicos o de baja energía. Los núcleos de Uranio también pueden fisionarse en forma espontánea, aunque esa probabilidad es bajísima. En efecto, se producen alrededor de 26 fisiones espontáneas por hora y por gramo de U238; para el U235 esta cifra baja a 2. Recordemos una vez más, que el hecho de que se produzcan estas fisiones espontáneas en una masa de Uranio, no significa, necesariamente, la formación de una reacción en cadena; para ello es necesario que se cumplan las condiciones ya explicadas.

Supongamos que las condiciones geométricas y físicas de una cierta masa de



combustible nuclear sean favorables para dar origen a una reacción en cadena; una vez iniciada, la cantidad original de neutrones se multiplicará en progresión geométrica, produciendo una aceleración indefinida del proceso de la fisión y dando origen, en último término, a una explosión nuclear. Toda la energía potencial contenida en los núcleos del combustible nuclear es liberada en un tiempo extremadamente corto, ya que en un segundo la cantidad de neutrones aumenta en  $2 \times 10^8$ , aproximadamente. Este es el principio de la bomba atómica.

Si el sistema se ajustara, sin embargo, de tal modo que la cantidad de neutrones se mantuviera constante, la liberación de energía se haría en forma uniforme. Esto es posible conseguirlo, introduciendo en el sistema una cantidad variable de sustancias que tengan una gran capacidad de absorción de neutrones a fin de poder controlar la reacción en todo momento. Si se introduce una determinada cantidad de estas sustancias, es posible detener la reacción en cadena y decimos que el sistema se encuentra en estado "subcrítico"; al retirar parte de estas sustancias es posible llegar al estado denominado "crítico", en el cual la reacción en cadena se inicia manteniendo constante la cantidad de neutrones y, por último, si se prosigue retirando estas sustancias, el sistema se torna "super-crítico" y su cantidad de neutrones aumenta en forma divergente. La potencia que se extrae del sistema depende, evidentemente, de la cantidad de neutrones que existe en un momento dado. Para aumentarla, será necesario hacer crecer esa cantidad; para ello es necesario que el sistema entre en régimen supercrítico, retirando parte de las sustancias absorbentes de neutrones, hasta que la potencia alcance el valor deseado. De acuerdo a lo explicado en el párrafo anterior, la multiplicación de neutrones en un reactor es tan rápida que sería imposible, desde un punto de vista práctico, poder realizar este aumento controlado de la potencia; tan pronto como el sistema entrara en un régimen supercrítico, no sería posible detener la reacción por la lentitud inherente al proceso de introducir nuevamente las sustancias absorbentes. Felizmente, esto no sucede, debido a que no todos los neutrones originados en el fenómeno de la fisión se

emiten instantáneamente; una parte de ellos, denominados "neutrones retardados", son emitidos con un cierto retraso que puede alcanzar hasta tres minutos. La presencia de estos neutrones retardados confiere una cierta inercia a la reacción en cadena que hace posible su control en la forma explicada.

Un dispositivo que permite controlar la reacción en cadena, recibe el nombre de "reactor nuclear".

La reacción en cadena producida y controlada dentro de un reactor, se tendrá por cualquiera de las dos causas siguientes:

- Agotamiento del combustible.
- Los productos de la fisión son fuertemente radioactivos, de modo que todos los elementos estructurales del reactor están sometidos a una fuerte irradiación. Esta irradiación ocasiona en ellos diversos efectos corrosivos, deformantes, etc., que hacen necesario su reemplazo.

La irradiación máxima que puede soportar un combustible nuclear (burn-up), dentro de un reactor, antes de que se produzca cualquiera de los dos efectos mencionados, se acostumbra a expresarla en megawatts-días por ton. (MWD/T). En esta forma, el tiempo que permanece el combustible en el reactor dependerá del régimen al cual se extraiga su energía.

### 3. LA ENERGIA NUCLEAR COMO UNA FUENTE ALTERNATIVA DE ENERGIA

Si se pretende que la energía nuclear juegue un papel decisivo como una fuente nueva de energía que pueda reemplazar a los combustibles fósiles convencionales (carbón y petróleo), será necesario utilizar eficientemente los recursos naturales de combustibles nucleares. Como ya se ha dicho, el único combustible nuclear natural capaz de mantener una reacción en cadena es el U235 que constituye una bajísima proporción del Uranio natural.

Si bien los depósitos de Uranio natural conocidos hasta la fecha son extensos, el isótopo U235 aparece solamente en un 0,7%; el resto es U238. Aunque es posible, como ya se ha explicado, utilizar el Uranio natural directamente en

ciertos tipos de reactores a fin de aprovechar su contenido de U235, un programa de aplicación de la energía nuclear basado sobre este tipo de reactores no tendría justificación económica por cuanto se desperdiciaría el U238, que representa más del 99% del combustible y que, potencialmente, puede ser transformado en el combustible nuclear Pu239 con características similares al U235. Por otra parte, la separación del U235 del Uranio natural o el enriquecimiento de este último es una operación de muy alto costo y que representa un consumo apreciable de energía. Aumentar la concentración del U235 en el Uranio natural de 0,7% al 1,2%, significa consumir alrededor de 10.000 kWh por kg. de combustible.

Ante esta situación, la forma lógica de planificar un programa de utilización racional de los recursos naturales de combustibles nucleares es la de construir en una primera etapa, reactores que produzcan una cantidad suficiente de Pu239 y U233, para poder iniciar, a continuación, una segunda etapa con reactores que utilicen estos elementos como combustible y que, además, efectúen la conversión del U238 y Th232 en esos mismos elementos.

La producción de Pu239 se realiza automáticamente en todo reactor cuyo combustible contenga una cierta proporción de U238, puesto que parte de los neutrones emitidos por la fisión del U235 serán absorbidos por el U238 dando origen a la formación del Pu239. Este Pu239 puede, después, ser separado por medio de procedimientos químicos.

La necesidad de producir Pu239 por una parte y la disponibilidad de Uranio natural como único combustible nuclear de ocurrencia natural, por la otra, trajo como consecuencia lógica que los primeros reactores desarrollados estuvieran basados sobre el Uranio natural como combustible (Gran Bretaña y Francia), o bien, Uranio enriquecido (Estados Unidos).

El empleo de Uranio natural o ligeramente enriquecido, supone el uso de un reactor cuyo funcionamiento se basa sobre neutrones térmicos o de baja energía. Aunque para enriquecimientos superiores al 20% del Uranio natural, es posible diseñar un reactor rápido (es decir, un reactor que funciona con neutro-

nes rápidos o de alta energía), se prefirió en esta primera etapa no construir este tipo de reactores por presentar complicados problemas tecnológicos, como veremos más adelante.

La mayoría de los reactores construidos durante la década del 60 tienen como finalidad principal la de producir Pu239 y su operación está ajustada de acuerdo a ese objetivo. Aunque durante todo el período transcurrido hasta la fecha, las razones que motivaban la acumulación de Pu239 eran de orden bélico, se estima que, en la actualidad, la cantidad almacenada es ampliamente suficiente para esos fines. Varios países están seriamente preocupados de orientar sus programas nucleares de acuerdo a los principios ya explicados.

#### 4. DISPOSICION CONSTRUCTIVA DE UN REACTOR

En un reactor térmico, es decir que opera con neutrones de baja energía, es posible distinguir cinco elementos básicos:

- a) Combustible
- b) Moderador
- c) Refrigerante
- d) Barras de control
- e) Reflector

El combustible está constituido por un elemento fisionable y que puede presentarse en su forma metálica, en compuestos químicos o aleaciones. Es en el combustible donde tiene lugar el fenómeno de la fisión que origina, en última instancia, la liberación de calor.

El moderador tiene como función la de reducir la energía cinética de los neutrones rápidos emitidos en la fisión del combustible nuclear.

El refrigerante debe extraer el calor generado en el combustible para llevarlo a un intercambiador de calor en donde se origina el vapor que, en último término, se utilizará para accionar una turbina a vapor.

Las barras de control tienen como función controlar el fenómeno de la fisión. Para ello, se emplean en su construcción, materiales de gran capacidad de absorción de neutrones. El grado de penetración que puedan tener en el reactor en un momento dado, determina el balance de neutrones del sistema.

El reflector se emplea con el objeto de impedir una fuga excesiva de neutrones hacia el exterior del reactor.

La forma más común de disponer los elementos anteriores, en los reactores en operación en la actualidad, es la de colocar el combustible nuclear en barras distribuidas en forma regular y paralelas entre ellas; entre estas barras se dispone el moderador y, concéntricamente a las barras de combustible, se disponen los conductos de refrigeración (Fig. 6). En

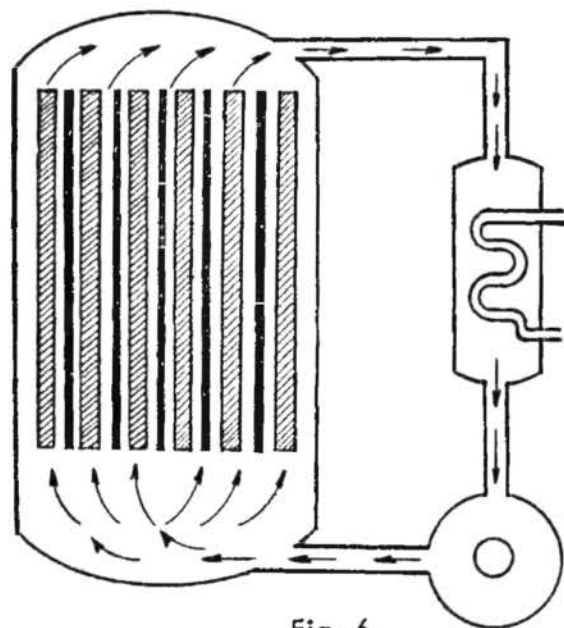


Fig. 6

esta forma, la fisión ocurre en las barras combustibles; el calor generado en la superficie de ellas es extraído por el refrigerante; los neutrones rápidos emitidos por la fisión se escapan de estas barras, atraviesan los conductos de refrigeración y luego deben atravesar el moderador donde se termalizan antes de llegar a una nueva barra de combustible y producir nuevas fisiones.

Las barras de combustible es necesario envasarlas cuidadosamente en algún material adecuado para prevenir que los productos de la fisión (que, como ya se ha dicho, son fuertemente radiactivos), contaminen el refrigerante.

Las barras de control se introducen en forma paralela a los elementos de combustible; la penetración de estas barras en el núcleo es variable, pudiendo, de este modo, controlarse la reacción.

Todo el conjunto anterior se coloca dentro de un estanque construido gene-

ralmente de planchas de acero y que recibe el nombre de recipiente de presión.

Esta disposición de los elementos básicos de un reactor se denomina heterogénea para distinguirla de los reactores homogéneos, en los cuales el combustible, moderador y refrigerante están íntimamente mezclados en una solución. Aunque se realizan activas experiencias en torno a este tipo de reactores, no nos ocuparemos de ellos, por estar todavía en una etapa netamente experimental y, por lo tanto, carecen de interés para una aplicación inmediata.

## 5. MATERIALES EMPLEADOS EN LA CONSTRUCCION DE REACTORES

Con el fin de alcanzar una buena economía de neutrones, es necesario efectuar un estudio cuidadoso de los materiales que se empleen como moderador, refrigerante y elementos estructurales. Todos estos materiales, además de cumplir satisfactoriamente con la función específica que se les ha asignado, deberán tener una baja capacidad de absorción de neutrones y resistir razonablemente los efectos de la irradiación y altas temperaturas que ocurren dentro del reactor. Estas condiciones exigieron un cuidadoso estudio de todos los elementos conocidos a fin de determinar sus propiedades nucleares. Muchos elementos, entre ellos notablemente el Zirconio, fue necesario estudiarlos completamente, por cuanto su tecnología, hasta esa fecha, era prácticamente desconocida.

### 5.1 Moderadores

El material que se emplea como moderador debe tener una masa atómica baja (elementos livianos), para que reduzcan rápidamente la energía de los neutrones rápidos. En esa forma, gran parte de la energía cinética de los neutrones es traspasada al núcleo del moderador, al chocar contra ellos.

Como elementos moderadores de uso corriente en la actualidad, puede citarse, en orden de excelencia, a los siguientes:

- Agua pesada
- Grafito
- Agua ordinaria
- Compuestos orgánicos



Cada uno de estos moderadores presenta problemas de diversa índole que dificultan su aplicación. Así, por ejemplo, el agua pesada es relativamente cara, pues su precio es del orden de US\$ 62 por kg.; el grafito debe ser de muy alta pureza, ya que un contenido de 0,1% de Boro (la impureza común del grafito), disminuye su efectividad en cerca de 200 veces; el agua ordinaria es muy corrosiva y, finalmente, los compuestos orgánicos sufren una fuerte descomposición por efecto de la irradiación.

## 5.2 Refrigerantes

Las cualidades principales que debe tener un refrigerante son un calor específico elevado, buena capacidad de transferencia del calor y una viscosidad baja, para reducir la potencia necesaria para su circulación a través del reactor.

Desde esos puntos de vista, los refrigerantes líquidos son más efectivos que los gaseosos.

Entre los refrigerantes líquidos podemos citar:

- Sodio líquido
- Agua pesada
- Agua ordinaria

El agua pesada y el agua ordinaria presentan los mismos problemas mencionados para los moderadores. El sodio líquido, por su parte, se torna fuertemente radiactivo al ser irradiado por neutrones y un eventual contacto con agua en el intercambiador de calor produciría una reacción violenta que contaminaría el ambiente.

Entre los refrigerantes gaseosos se destacan los siguientes:

- Helio
- Bióxido de carbono

Existen otros de mejores características que los dos citados, pero su aplicación es imposible por diversas razones. Así, por ejemplo, el Nitrógeno tiene un costo de separación elevadísimo; el Oxígeno es muy corrosivo; el Hidrógeno es demasiado inflamable y podría causar explosiones peligrosas, etc.

A fin de aumentar la capacidad de extracción del calor, es conveniente que los gases empleados como refrigerantes sean comprimidos a la presión más alta que

permita la resistencia mecánica del recipiente de presión.

## 5.3 Materiales estructurales

La selección de los materiales estructurales, especialmente los del envase del combustible, presenta serios problemas. En general, los materiales que presentan una mayor resistencia a los efectos de la irradiación y a la corrosión poseen una capacidad mayor de absorción de neutrones. Los materiales empleados más corrientemente en la actualidad son los siguientes:

- Magnesio y algunas de sus aleaciones
- Aluminio
- Zirconio y algunas de sus aleaciones
- Acero inoxidable

El Magnesio presenta la mínima capacidad de absorción de neutrones de los cuatro citados, pero presenta el peligro de incendio, aparte de pobres características mecánicas. Sus propiedades pueden ser mejoradas aleándolo con 0,1% de Berilio y 0,2% de Calcio en una aleación denominada Magnox.

El Aluminio presenta el grave inconveniente de formar compuestos intermetálicos con el Uranio a temperaturas superiores a 200° C, lo que puede conducir a la ruptura del envase del combustible. Su resistencia a la corrosión es razonablemente buena, siempre que sea de alta pureza.

La principal ventaja del Zirconio es su alto costo y fabricación. Sus características mecánicas y su resistencia a la corrosión pueden considerarse satisfactorias para temperaturas de hasta 350° C. Sus características pueden mejorarse en aleación con 0,2 a 2,5% de Estaño y pequeñas cantidades de fierro, níquel y cromo; tal aleación lleva el nombre comercial de Zircalloy.

El acero inoxidable presenta las mejores características mecánicas, es de bajo costo y su tecnología es ampliamente conocida. Sus principales desventajas son su mayor capacidad de absorción de neutrones y una resistencia relativamente baja a los daños causados por la irradiación.



## 5.4 Combustible nuclear

El combustible nuclear puede ser empleado en diversas formas: como metal, en compuestos químicos como óxido de Uranio, en aleaciones o dispersiones metálicas.

El Uranio en su forma metálica posee deficientes propiedades metalúrgicas. A los  $665^{\circ}\text{C}$  sufre una transformación de su estructura cristalográfica que es acompañada por un fuerte aumento de volumen, produciendo deformaciones que pueden, fácilmente, ocasionar la ruptura del envase. Es fundamental, en consecuencia, no exceder esta temperatura, limitándose, de este modo, la cantidad de calor que puede extraerse del núcleo. Además, el Uranio en su forma metálica es muy sensible a los efectos de la irradiación.

Estas características pueden ser mejoradas si se emplea el Uranio en forma de  $\text{UO}_2$  que puede resistir temperaturas sobre  $2.000^{\circ}\text{C}$ , pero su conductividad térmica disminuye notablemente. Además, el empleo del Uranio en esta forma exige enriquecerlo.

Otras formas de mejorar el comportamiento del Uranio es utilizarlo en aleaciones con elementos como Molibdeno, Titanio, Zirconio y Neobio. En los reactores Magnox se usa aleación de U con Mo al 1%.

## 5.5 Barras de control

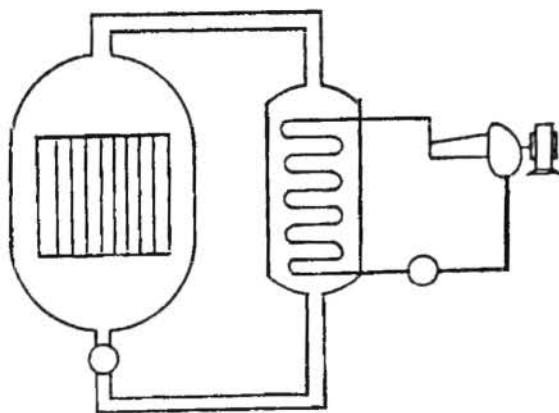
Los materiales más frecuentes empleados para las barras de control son el Cadmio y el Boro, que poseen una gran capacidad de absorción de neutrones. Ejemplo: Carburo de Boro en vainas de acero inoxidable; aleación Cd-In-Ag en vainas de acero inoxidable.

## 6. TIPOS DE REACTORES NUCLEARES

En la actualidad, son 3 los tipos de reactores que pueden considerarse como definitivamente fuera de la etapa experimental y de los cuales existe una cantidad apreciable en operación satisfactoria:

- Reactor de Uranio natural, refrigerado por gas y moderado por grafito, desarrollado principalmente en Gran Bretaña. A este tipo pertenecen las plantas de Calder Hall, Dungeness, Oldbury, Hinkley Point en Inglaterra. En Francia, Saint-Laurent 1 y 2.
- Reactores moderados y refrigerados por agua, con sus dos categorías: agua de presión y agua hirviendo. Estos tipos de reactores han sido desarrollados en los Estados Unidos. Ejemplo: San Onofre, Yankee, Dresden 2, Nine Mile Point, Millstone Prairie Island, etc.

### 6.1 El reactor de Uranio natural, refrigerado por gas y moderado por grafito (Fig. 7).



Como ya se ha explicado anteriormente, el empleo de Uranio natural como combustible, supone un balance muy ajustado de neutrones, lo que se traduce en una masa crítica grande y el empleo de materiales de muy poca capacidad de absorción de neutrones.

Al no disponer de plantas enriquecedoras de Uranio propias, Gran Bretaña eligió este tipo de reactor para la primera etapa de su programa nuclear.

Como moderador se seleccionó el grafito. Aunque el uso del agua pesada habría sido más favorable desde el punto de vista de la economía de neutrones, su posible empleo fue desestimado por no ser producida en el país y también por su alto costo. Por razones similares se eligió al  $\text{CO}_2$  como refrigerante, en lu-

gar del Helio, cuyas características son más convenientes.

El combustible estaba constituido por Uranio natural en barras metálicas envasadas en Magnox.

Este tipo de reactor fue el primero en generar energía eléctrica en gran escala, al entrar en servicio la planta de Calder Hall en Inglaterra el 17 de octubre de 1956.

Entre las características favorables de este tipo de reactores pueden citarse, como importantes, las siguientes:

— Costo de combustible relativamente bajo, por emplear Uranio natural.

— Física relativamente bien conocida.

Tiene, sin embargo, serias limitaciones, entre las cuales se pueden destacar:

— **Gran tamaño**, y, en consecuencia, un costo de construcción relativamente más elevado. Por este motivo es económico solamente para potencias relativamente elevadas (sobre 500 MW). Sin embargo, es costoso alcanzar altas potencias (del orden de los 600 MW), debido a que las grandes dimensiones de sus componentes hacen imposible su traslado por caminos o ferrocarriles. Es necesario, por lo tanto, efectuar excesivos trabajos de fabricación en el terreno mismo. Como ejemplo de lo dicho, pueden mencionarse algunas dimensiones de ciertos componentes de Saint-Laurent: recipiente de presión del reactor: 49 mts. de alto por 29 mts. de diámetro con espesor de 5 mts.; intercambiadores de calor: 12 mts. de alto y 16 mts. de diámetro.

La grúa empleada en la construcción de Hinkley Point tiene una luz de 80 mts., altura de 70 mts. y capacidad de 400 ton.

— **Características termodinámicas deficientes**

La temperatura admisible para los elementos de combustible fija una temperatura máxima del CO<sub>2</sub> a la salida del reactor de 380° C con lo cual se obtiene vapor a 360° C y de 14 a 15 atm. de presión. La extracción de calor podría mejorarse si se aumentara la presión del CO<sub>2</sub>. La presión del CO<sub>2</sub>, sin embargo, que-

da limitada por el espesor del recipiente que contiene al reactor. Debido a las grandes dimensiones de este recipiente, es necesario construirlo en concreto pretensado. Con estas limitaciones el rendimiento termodinámico máximo que puede obtenerse de una planta de este tipo es del orden de 32%.

— **Consumo propio elevado**

La potencia empleada en accionar los circuladores de CO<sub>2</sub> es del orden del 10%. Esta podría disminuirse si se aumentara la presión del CO<sub>2</sub>, pero ya hemos visto que este aumento está limitado por dificultades tecnológicas. Con ello el rendimiento neto baja a 29%.

— **Irradiación relativamente baja**

El uso de Uranio natural trae como consecuencia una irradiación baja. Para este tipo de reactores, el valor promedio admitido es del orden de los 3.500 (MWD/Ton.).

Sobre la base de la experiencia recogida en Calder Hall se inició en Gran Bretaña un programa de construcción de plantas nucleares cuyo diseño es básicamente el mismo de Calder Hall incorporando solamente las modificaciones que permitan los avances tecnológicos realizados posteriormente. La diferencia fundamental, sin embargo, estriba en el modo de operación. En efecto, Calder Hall y la central gemela de Chapelcross fueron construidas por la Autoridad de Energía Atómica del Reino Unido (UKAEA) con la finalidad principal de producir Pu239, generándose electricidad como un subproducto. Las nuevas centrales construidas por la empresa estatal de electricidad de Gran Bretaña (C.E.G.B.), tienen como finalidad generar electricidad, obteniéndose Pu239 como un subproducto. Las centrales construidas por la C.E.G.B. son Bradwell (374 MW), Berkeley (334 MW), Hinkley Point (500 MW), Sizewell (650 MW) y Dungeness (550 MW). Por su parte, la South of Scotland Electricity Board posee las centrales de Hunterston (360 MW), Wilfa (660 MW), Oldbury (600 M%) y Trawsfynd (585 MW).

En construcción se encuentran Hinkley Point B (1.250 MW), Hunterston B (1.250 MW) y Hartlepool (1.250 MW).

## 6.2 Reactores refrigerados y moderados por agua ordinaria

El enfoque del problema en los Estados Unidos fue diferente al de Gran Bretaña. En efecto, el reactor refrigerado por gas y moderado por grafito fue objetado en aquel país por las siguientes razones:

- Tamaño demasiado grande. Como consecuencia, poco apropiado para necesidades bélicas, como propulsión marina, plantas eléctricas en bases militares remotas, etc.
- Los gases no son buenos agentes para la transferencia del calor. Los líquidos poseen características superiores en este sentido.
- En los Estados Unidos no existían limitaciones en cuanto al empleo del Uranio enriquecido.

Se decidió entonces impulsar el desarrollo de reactores que emplearan agua como refrigerador y moderador. El empleo de agua para esas funciones significaba una reducción notable de la masa crítica necesaria, por tener mejores características moderadoras y refrigerantes que el grafito y los gases, respectivamente. Como ventajas adicionales, pueden citarse el mejor conocimiento tecnológico del agua y la menor potencia de circulación requerida. El uso del agua, sin embargo, creaba el problema de la corrosión y, en consecuencia, la necesidad de emplear materiales adecuados para el envase de los combustibles. Entre ellos el que ha dado mejores resultados ha sido el Zircalloy.

Faltaba por decidir si se emplearía agua ordinaria o agua pesada. La elección se basó fundamentalmente en consideraciones económicas y físicas. El agua liviana es más efectiva que el agua pesada como agente moderador, pero su capacidad de absorción de neutrones es mayor. Luego, el empleo del agua ordinaria, si bien significaba una reducción en tamaño, requería un mayor enriquecimiento del Uranio. Considerando el elevado precio del agua pesada, se adoptó finalmente el agua ordinaria como refrigerante y moderador. Dado que el com-

bustible debía ser enriquecido, se lo empleó en forma de cerámica UO<sub>2</sub> que tiene mejores propiedades metalúrgicas, como ya se ha explicado.

Dos son los tipos de reactores, basados en estos principios, que han sido ampliamente desarrollados en los Estados Unidos: el reactor de agua a presión y el reactor de agua hirviente.

### 6.2.1 Reactor de agua a presión (Fig. 8).

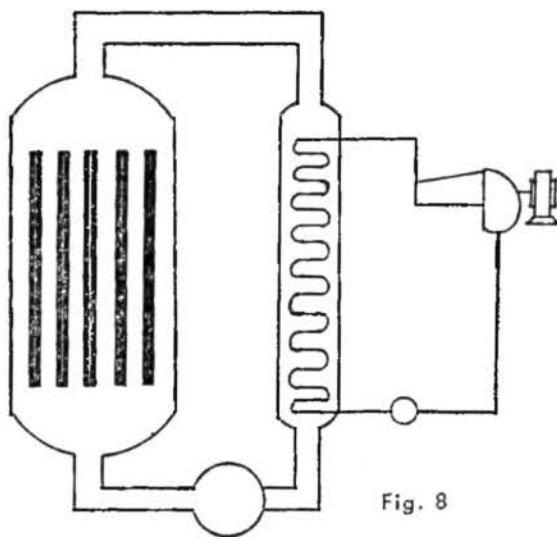


Fig. 8

El reactor de agua a presión es un reactor heterogéneo alimentado con Uranio enriquecido, generalmente en forma de UO<sub>2</sub> y envasado en acero inoxidable. Como moderador y refrigerante se emplea el agua ordinaria que se hace circular paralelamente a los elementos combustibles por medio de bombas especiales, del tipo llamado envasadas. A fin de evitar la ebullición del agua es preciso mantenerla a elevadas presiones, del orden de las 150 atm. si se desea obtener temperaturas razonablemente altas. El agua a presión a alta temperatura es circulada hasta un intercambiador de calor, en donde se genera el vapor.

Entre las plantas construidas de este tipo merecen mencionarse las de Shippingport, Pa., (60 MW), Yankee, Mass. (110 MW) e Indian Point, N.Y. (275 MW).

Entre las ventajas de este tipo de reactores pueden citarse:

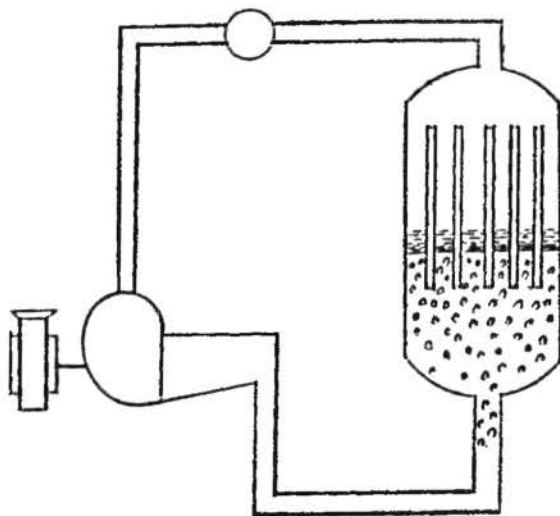
- Mejores condiciones termodinámicas. Rendimiento del orden de 30%.
- Tamaño reducido. Menor costo de construcción.
- Tecnología de sus elementos componentes ampliamente conocida.
- Empleo de Uranio enriquecido. Por consiguiente, posibilidad de emplear combustibles cerámicos como el  $UO_2$  y obtener una irradiación mayor, del orden de los 10.000 MWD/Ton.

Tiene sin embargo, algunas limitaciones bastante serias entre las cuales podemos citar como las más importantes:

- **Presiones elevadas.** Para obtener vapor a 40-45 atm. y  $260^\circ C$ . es preciso que la temperatura del agua en el reactor sea del orden de los  $290^\circ C$ ., para lo cual es necesario elevar su presión a 150 atm. si se desea evitar su ebullición. Esto exige que el espesor del recipiente que contiene el núcleo sea demasiado grueso. Para la planta de Shippingport es de 21 cm. de acero al carbón cubierto interiormente de una capa de acero inoxidable de 0,6 cm. La tapa superior del recipiente es de 25 cm. de espesor con 42 pernos de 15 cm. de diámetro que es preciso remover cada vez que se carga de combustible el reactor.
- Costo de combustible elevado.
- Costo elevado de fabricación del combustible.
- **Necesidad de confinamiento de la planta.** En el caso de producirse la ruptura del sistema refrigerante a presión, parte del agua radiactiva se evapora y dispersa vapores contaminados por las cercanías de la planta. A fin de prevenir esta situación, todos los componentes de alta presión deben ser ubicados dentro de recipientes herméticos llamados confinamientos. Para dar una idea de la magnitud del confinamiento puede considerarse la planta Yankee, en la cual el reactor y todos los elementos de presión están instalados dentro de una esfera metálica de 42 mts. de diámetro y 2,2 cm. de espesor. La

necesidad de confinamiento encarece notablemente el costo de construcción.

### 6.2.2 El reactor de agua hirviente (Fig. 9).



El reactor de agua hirviente es similar al agua hirviente en el núcleo y el vapor generado puede ser utilizado directamente en la turbina. Esto es posible debido a que el vapor se torna muy poco radiactivo al ser irradiado en el núcleo. El hecho de permitir la ebullición del agua de trabajo a los límites deseados para la turbina, o sea, del orden de las 45 atm. Además, el empleo directo del vapor sin intercambiadores de calor resulta en un ligero aumento del rendimiento, alcanzándose cifras del orden de 31%.

Entre las ventajas más importantes de este tipo de reactor citaremos las siguientes:

- Bajas presiones y, por consiguiente, menores espesores del recipiente de presión.
- Potencia de circulación requerida, relativamente baja.
- Simplificación de los componentes, por el empleo de ciclo directo, eliminando además la necesidad del intercambiador de calor.

Las limitaciones más serias de este tipo de reactores son las siguientes:

- Mayor complicación del confinamiento.



- Mayor costo de combustible, por su menor utilización debido a la formación de burbujas de vapor y una irradiación más baja respecto al reactor de agua a presión.
- Mayor volumen del núcleo del reactor.
- Necesidad de blindar biológicamente la turbina debido a la presencia de vapor radiactivo.

### 6.3 Características termodinámicas de los reactores anteriores.

Es conveniente efectuar un análisis comparativo de las características termodinámicas más importantes de los tres tipos de reactores descritos, a fin de poder efectuar una comparación con plantas convencionales actuales.

Para las plantas de 500 MW, estas características son las siguientes:

	Presión de vapor (atm.)	Temperatura del vapor (°C)	Rendimiento del vapor termodinámico (%)
Reactor Uranio natural	15-16	320-360	30-32
Reactor agua presión	40-45	220-280	29-30
Reactor agua hirviente	40-45	220-280	30-31
Planta térmica convencional	100-150	500-550	34-38
Planta térmica supercrítica	Sobre 260	600-650	40-42

Puede apreciarse que las condiciones termodinámicas de plantas nucleares son inferiores a las de una planta convencional moderna. En efecto, las condiciones de trabajo de las plantas nucleares descritas anteriormente corresponden a plantas convencionales de hace unos 25 años.

A fin de mejorar las características termodinámicas, se trabaja activamente, en la actualidad, en el mejoramiento de estos reactores y también en el desarrollo de nuevos tipos, algunos de los cuales ya se encuentran en operación experimental.

## 7. NUEVOS TIPOS DE REACTORES

Las deficientes características termodinámicas de los reactores descritos en el Capítulo anterior no pueden ser mejoradas en forma apreciable sin imponer exigencias tecnológicas que, o bien no pueden ser resueltas con las técnicas actuales o encarecerían el costo de fabricación de los elementos del reactor a niveles inaceptables. Por este motivo, los progresos realizados en estos tipos de reactores han sido marginales y han estado orientados, más bien, a rebajar los costos

de fabricación y generación. En este sentido se han logrado algunos avances en el aumento de la irradiación del combustible nuclear, uniformidad en métodos y materiales de fabricación, simplicidad en los procesos de carga del combustible, etc. Fruto de estos esfuerzos ha sido el rebajar el costo de la electricidad generada en estos tipos de reactores hasta un valor que es prácticamente competitivo con el correspondiente a plantas convencionales, para capacidades superiores a los 600 MW.

Considerando las limitaciones de estos reactores, inherentes a su diseño mismo, se ha trabajado activamente durante la última década, en desarrollar algunos tipos nuevos de reactores. Entre ellos merecen ser mencionados en forma especial, el Reactor Avanzado Refrigerado por Gas, y el Reactor de Alta Temperatura Refrigerado por Gas.

### 7.1 El Reactor Avanzado Refrigerado por Gas (AGR).

Este tipo de reactor fue desarrollado en Gran Bretaña y se basa, fundamentalmente, sobre la experiencia obtenida por ese país con los reactores tipo Calder Hall.

La modificación de diseño más importante que se introdujo en este tipo de reactor, consiste en el uso de Uranio enriquecido de 1,75% a 2,5%. Como consecuencia directa se obtuvo un núcleo más reducido, lo que permitió aumentar la presión del CO<sub>2</sub> a 19 kg/cm<sup>2</sup>.

Este aumento de la presión del refrigerante redundó en una elevación de la temperatura del vapor a 560° C. y en una reducción de la potencia necesaria para hacer circular el CO<sub>2</sub>.

El uso de Uranio enriquecido permitió emplear acero inoxidable para el envase del combustible, con lo cual se consiguió un aumento de la irradiación (10.000 MWD/Ton.).

Finalmente, cabe destacar que la disminución del tamaño y su consiguiente aumento de la densidad de potencia, se tradujo en un fuerte abaratamiento del costo de construcción.

El rendimiento total de la planta mejoró a 36% como consecuencia de las mejoras introducidas.

## 7.2 El Reactor de Alta Temperatura Refrigerado por Gas. (HTGR).

Este tipo de reactor, desarrollándose en la actualidad simultáneamente en los Estados Unidos y Gran Bretaña, emplea Helio a 20 atm. como refrigerante y grafito como moderador.

El combustible está constituido por una dispersión en grafito carburo de Uranio enriquecido. Como material de envase del combustible se utiliza grafito especial no poroso.

El vapor que se obtendrá alcanzará la temperatura de 540° C. a 110 atm. de presión.

El tipo de combustible empleado permitirá obtener una irradiación del orden de los 70.000 MWD/Ton.

Actualmente, hay en operación dos prototipos de este reactor: la planta de Peach Bottom, Pa., en los Estados Unidos (40 MW) y la central de Dragón en el sur de Inglaterra (30 MW). En construcción se encuentra en USA, el reactor de Fort Saint-Vrain de 330 MW, que será el primer prototipo a escala industrial (1973).

## 8. REACTORES REPRODUCTORES O "BREEDERS".

En el Capítulo 2 explicábamos la posibilidad de reproducción del Pu<sup>239</sup> con neutrones rápidos o del U<sup>233</sup> con neutrones lentos o térmicos. Hasta la fecha se han construido reactores reproductores en los Estados Unidos, Unión Soviética, Gran Bretaña y Francia. Inicialmente se cargaron con U<sup>235</sup> muy enriquecido y actualmente se operan con combustible PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> al 20%, por partes iguales.

Dado que para el caso de neutrones rápidos, el Pu<sup>239</sup> emite, en promedio, cerca de 3 neutrones por neutrón absorbido, en tanto que el U<sup>233</sup> sólo emite 2,33 para neutrones lentos, la reproducción o regeneración de combustible será más efectiva en reactores que empleen el ciclo Pu<sup>239</sup>-U<sup>238</sup> con neutrones rápidos, denominados Reactores Reproductores Rápidos ("fast breeder reactor").

La capacidad de un reactor reproductor para producir nuevo combustible, se mide por el llamado "factor de reproducción", que es la razón entre el número de átomos de nuevo combustible nuclear y el número de átomos de combustible consumido. Evidentemente, para que un reactor sea reproductor este factor debe ser superior a 1.

Para un reactor reproductor rápido, el factor de reproducción puede llegar, teóricamente, al valor 1,6, en tanto que para un reactor reproductor térmico, empleando el ciclo U<sup>233</sup>-Th<sup>232</sup>, está limitado a 1,1.

De acuerdo a estas cifras, parecería a través de un primer análisis que desde el punto de vista de la reproducción, el reactor reproductor rápido es superior al reproductor térmico. Sin embargo, existe otro factor denominado "Período de duplicación" que mide el tiempo necesario para duplicar la cantidad de combustible nuclear que existía originalmente en el reactor. El período de duplicación depende, evidentemente, del factor de reproducción, pero también es función directa del régimen al cual se extrae potencia del núcleo del reactor; en otras palabras, de la densidad de potencia. Uno de los problemas básicos que dominan el diseño de un reactor rápido es el de evitar que los neutrones rápidos emiti-

dos por la fisión sean moderados. Por esta razón, el núcleo es sumamente compacto en este tipo de reactores, dificultando enormemente la extracción del calor generado, lo que limita la densidad máxima de potencia. Este problema no existe en los reactores reproductores térmicos. Como consecuencia de esta situación, ambos tipos de reactores tienen un período de duplicación similar, que oscila entre 7 y 12 años. Por lo tanto, de acuerdo a consideraciones de orden práctico, en el sentido de fabricar una determinada cantidad de combustible nuclear en un cierto período, los dos tipos de reactores pueden ser considerados como equivalentes.

Los reactores reproductores construidos hasta la fecha, deben ser considerados como prototipos en operación experimental, destinados a proporcionar la experiencia necesaria para llevar a cabo la segunda etapa de aplicación de la energía nuclear a que nos hemos referido en el Capítulo 3.

Entre los reactores reproductores rápidos en operación pueden citarse como los más notables, el de Dounreay, en el norte de Escocia y el de la planta Enrico Fermi, en Detroit, Michigan. Ambos reactores se encuentran ya en operación. El combustible empleado en estos reactores es Uranio altamente enriquecido (sobre 25%), dispuesto en un núcleo central rodeado de una envoltura de material fértil, en este caso, U238. Como refrigerante, en este tipo de reactor, se emplean metales líquidos, de preferencia el Sodio o el Potasio; en esta forma, se consigue la doble ventaja de reducir la posibilidad de moderar los neutrones a causa de la mayor masa de estos elemen-

tos que la de los refrigerantes empleados en reactores térmicos y de obtener una extracción más efectiva del calor, aprovechando las excelentes características de transferencia de calor que poseen estos metales.

Los reactores reproductores térmicos destinados a utilizar el ciclo U233-Th232, se encuentran en una etapa de desarrollo menos evolucionada que la de los reactores reproductores rápidos. Como ejemplo, podemos citar el reactor HRE (Homogeneous Reactor Experiment), instalado en el centro de investigaciones atómicas norteamericano de Oak Ridge, Tenn. En este tipo de reactor se utiliza uranio de muy alto enriquecimiento (90%) en solución acuosa; el agua desempeña el papel de moderador. Por el momento se utiliza agua ordinaria, pero es seguro que en el futuro deberá utilizarse agua pesada, para obtener un factor de reproducción conveniente. El Uranio se utiliza en forma de dos sales solubles: Sulfato de Uranilo y Nitrato de Uranilo. Esta solución se encuentra en una esfera de Zirconio. Concéntrica a esta esfera, se ha dispuesto una segunda, construida de acero inoxidable y en donde se ha colocado el material fértil. Puesto que el Torio no posee sales solubles, se utiliza una suspensión de óxido de Torio en agua pesada. El calor generado se extrae haciendo circular separadamente las soluciones de Uranio y Torio en un intercambiador de calor.

Una característica interesante de este tipo de reactor es la de no necesitar barras de control; en efecto, la reacción puede ser controlada variando la concentración de la solución del combustible.

## CENTRALES NUCLEARES EN EL MUNDO

El siguiente cuadro, con datos de la International Atomic Energy Agency (IAEA) de las Naciones Unidas, indica todas las centrales nucleares para generación de energía eléctrica, actualmente funcionando, en construcción o en estudios (1970).

País	En operación		En construcción		Proyectadas		Total	
	Nº de centrales	MW	Nº de centrales	MW	Nº de centrales	MW	Nº de centrales	MW
Argentina	.	.	1	319	1	300	2	619
Bélgica	.	.	.	.	2	1.490	2	1.490
Brasil	.	.	.	.	1	500	1	500
Bulgaria	.	.	.	.	1	800	1	800
Canadá	2	225,5	2	1.267	3	5.020	7	6.512,5
China	.	.	.	.	1	300	1	300
Checoslovaquia	.	.	1	150	1	330	2	480
Finlandia	.	.	.	.	2	600	2	600
Francia	6	1.166	4	2.275	5	2.590	15	6.031
Alemania Occidental	3	527	5	452,7	7	3.842	15	4.821,7
Hungría	.	.	.	.	1	800	1	800
India	.	.	2	580	2	600	4	1.180
Israel	.	.	.	.	1	200	1	200
Italia	3	597	1	35	1	600	5	1.232
Japón	1	166	6	2.711	11	6.818	18	9.695
Holanda	.	.	1	51,5	1	400	2	451,5
Nueva Zelanda	.	.	.	.	1	100	1	100
Pakistán	.	.	1	125	1	200	2	325
España	1	153	2	940	4	1.250	7	2.343
Suecia	.	.	2	575	3	3.569	5	4.144
Suiza	.	.	2	656,2	4	1.950	6	2.600,2
RAU	.	.	.	.	1	150	1	150
Inglaterra	12	4.160,4	5	5.082	4	7.500	21	16.742,4
Estados Unidos	14	2.787,3	35	27.095	48	47.149	97	77.031,3
URSS	5	1.160	2	515	4	3.180	11	4.855
<b>TOTAL</b>	<b>47</b>	<b>10.942,2</b>	<b>72</b>	<b>42.829,4</b>	<b>110</b>	<b>90.238</b>	<b>290</b>	<b>144.009,6</b>