

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO FUNDACIONES	
Nº 1	AÑO 1977

00.77.10

CNEA-NT 14/77

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA  
PRESIDENCIA DE LA NACION

ENERGIA POR FUSION NUCLEAR

Adolfo B. RODRIGO

Gerencia de Desarrollo  
Buenos Aires - Argentina

1977

## I N D I C E

### 1. NATURALEZA DEL RECURSO

- 1.1. Generalidades sobre Fusión Nuclear
- 1.2. Potencial Energético del Recurso
- 1.3. Interacción con el Medio Ambiente
- 1.4. Condiciones Necesarias para la Generación de Potencia en base a Reacciones de Fusión Nuclear
  - 1.4.1. Ciclo Combustible
  - 1.4.2. Calentamiento del Plasma
  - 1.4.3. Confinamiento del Plasma
  - 1.4.4. Concentración del Plasma y Tiempo de Confinamiento

### 2. ESTADO ACTUAL DEL CONOCIMIENTO

### 3. TECNOLOGIAS EN ESTUDIO

- 3.1. Sistemas Experimentales de Producción, Calentamiento y Confinamiento de Plasma
  - 3.1.1. Theta Pinch
  - 3.1.2. Espejo Magnético
  - 3.1.3. Tokamak
  - 3.1.4. Confinamiento Inercial
- 3.2. Consideraciones sobre Materiales a Utilizarse en Reactores de Fusión Nuclear
  - 3.2.1. Criterios de Selección de Materiales
  - 3.2.2. Posibles Materiales a Utilizarse
  - 3.2.3. Disponibilidad de Materiales

### 4. CONCLUSIONES

### REFERENCIAS

## P R O L O G O

El presente estudio integra el Análisis de la Oferta Potencial Nacional de Tecnología en Métodos de Aprovechamiento de la Energía Generada por Métodos no Convencionales.

Se ha realizado en el marco del Programa de Transferencia de Tecnología de la O.E.A.

El objetivo general del trabajo consistió en analizar la participación de la industria local ya sea la privada como la estatal, en el aprovechamiento de la energía obtenida por métodos no convencionales. Los sistemas de generación se desagregan con el mayor detalle posible, determinando que sectores tienen desarrollos propios y no divulgados que sean transferibles a otros sectores de actividades similares o sean aplicables a ellos.

Dicho análisis ha sido efectuado en base a los siguientes capítulos.

1. INTRODUCCION
2. ENERGIA EOLICA
3. ENERGIA POR FUSION
4. ENERGIA GEOTERMICA
5. ENERGIA POR HIDROGENO
6. ENERGIA MAREOMOTRIZ
7. ENERGIA NUCLEAR
8. ENERGIA SOLAR

*Sara Volman de Tanis  
Responsable del Programa  
Transferencia de Tecnología*

## 1. NATURALEZA DEL RECURSO

### 1.1. Generalidades sobre la Fusión Nuclear

Existen dos clases de reacciones nucleares de interés desde el punto de vista de generación de energía. Estas son las reacciones exotérmicas de fisión y de fusión nuclear.

En ambos casos, la naturaleza de la energía liberada es la misma: parte de la masa de los reactantes se transforma en energía cinética de los productos, de acuerdo al principio de equivalencia de Einstein (1 unidad de masa atómica = 931.1 MeV), y esta energía liberada puede recuperarse en base a un adecuado ciclo de conversión y utilizarse para generación de potencia útil.

La naturaleza de la reacción, no obstante, es esencialmente opuesta, según se trate de procesos de fisión o de fusión nuclear.

En las reacciones de fisión de interés, un núcleo pesado captura un neutrón y se torna inestable, fragmentándose en dos núcleos más livianos y liberando nuevos neutrones, los que permiten la propagación del proceso, bajo condiciones adecuadas. Debe destacarse que un neutrón, por carecer de carga eléctrica, puede acercarse al núcleo fisionable sin sufrir repulsión electrostática. Las reacciones de fisión, por tanto, no requieren necesariamente neutrones con alta energía y en particular, en los casos de  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  y  $^{239}\text{Pu}$ , las reacciones pueden progresar adecuadamente con neutrones térmicos ( $\sim 0.025$  eV).

En otras palabras, existen reacciones de fisión nuclear que pueden progresar cuando la energía del medio reactante es del orden de la energía térmica del medio ambiente.

Esta posibilidad ha permitido el desarrollo de los reactores "térmicos" de fisión, que son los únicos utilizados actualmente a nivel comercial. En estos reactores se utiliza  $^{235}\text{U}$  como combustible, por ser el único de los nucleidos indicados arriba de existencia natural.

En el caso de reacciones de fusión, dos núcleos se combinan, dando por resultado un núcleo más pesado y nucleones. Dado que los núcleos reactantes poseen carga eléctrica, se requieren partículas con una energía relativa del orden de 10 a 100 keV, como mínimo, para que la probabilidad de penetración de la barrera repulsiva electrostática sea significativa y se produzcan reacciones de fusión. La energía requerida es tanto mayor cuanto más alto sea el número atómico (Z) de los núcleos reactantes. De este hecho se

desprende que los nucleidos más atractivos como combustible para reactores de fusión son los isótopos del hidrógeno.

En particular, dado que las secciones transversales de colisión electrostática son mayores que las correspondientes secciones transversales de fusión en el rango de energías indicado para las reacciones de interés, resulta que un núcleo será desviado múltiples veces de su trayectoria original, antes de que efectúe una colisión de fusión. Por tanto, el medio reactante, independientemente de su origen, tiende a un equilibrio cinético, caracterizable por una temperatura. Para energías de 10 a 100 keV, las temperaturas cinéticas correspondientes son del orden de  $10^8$  y  $10^9$ K, respectivamente ( $1 \text{ eV} = 11.600 \text{ K}$ ).

Esto significa que en el caso de un reactor de fusión nuclear, las condiciones del medio reactante corresponden a las de un fluido caliente, con una temperatura cinética de  $10^8$  K como mínimo. La naturaleza de la reacción es, por tanto, termonuclear. La temperatura cinética de un fluido caracteriza la distribución de velocidades de sus partículas. Esto no significa necesariamente que el fluido esté en equilibrio termodinámico a la temperatura indicada; en particular, en el caso de un medio termonuclear, no existe equilibrio termodinámico, por cuanto no existe equilibrio radiativo. De ahí que sea necesario distinguir entre el concepto clásico de temperatura termodinámica y el de temperatura cinética.

A las temperaturas indicadas, la materia existe solamente bajo la forma de un fluido ionizado, consistente en una mezcla de núcleos atómicos desprovistos de electrones orbitales, de electrones libres -los que mantienen la neutralidad eléctrica del fluido- y átomos parcialmente ionizados, en el caso de elementos de alto número atómico. Esta mezcla se designa genéricamente con el nombre de "plasma", siguiendo la terminología utilizada tradicionalmente en el campo de las descargas gaseosas a baja presión, al referirse al medio ionizado de la columna positiva. Dentro del plasma, la condición de equilibrio electrostático determina que la concentración iónica  $n_i$  sea igual a la concentración electrónica,  $n_e$ . Por el contrario, debido a la diferencia de masas entre iones y electrones, el tiempo de transferencia de energía cinética entre especies es relativamente lento comparado con el tiempo de termalización propio de cada especie; como resultado, la temperatura cinética de los iones  $T_i$ , no es necesariamente igual a la temperatura de los electrones,  $T_e$ . La condición de un plasma termonuclear puede caracterizarse, por tanto, conociendo su concentración de cargas  $n = n_i = n_e$  y su temperatura iónica y electrónica.

Desde el punto de vista del desarrollo de un reactor comercial de fusión, se requiere producir y calentar el plasma hasta la temperatura para la cual la energía generada por reacciones de fusión nuclear es máxima (temperatura óptima) y luego mantener el fluido caliente por un tiempo lo suficientemente largo como para que la energía producida permita al reactor generar potencia útil. Este último requisito exige "confinar" el plasma, es decir, evitar su contacto con las paredes de la cámara de reacción, a fin de impedir el enfriamiento del mismo. En este sentido, se considera la utilización de campos magnéticos -dada la naturaleza eléctrica del fluido- o bien la posibilidad de producir el calentamiento y la reacción nuclear en un tiempo lo suficientemente corto como para que el plasma se mantenga confinado por la propia inercia de sus partículas.

El calentamiento y el confinamiento del plasma constituyen los problemas centrales de la fusión nuclear, en lo que hace a la demostración de la factibilidad de desarrollar este tipo de reactores.

La demostración de factibilidad no ha sido lograda hasta el momento.

Alcanzada esta meta, será necesario todavía un considerable esfuerzo en aspectos estrictamente tecnológicos, que hacen a la ingeniería del reactor, a fin de desarrollar unidades a nivel comercial.

De ser factible la construcción de reactores comerciales de fusión nuclear, los mismos serán utilizados para generación centralizada de potencia útil.

En particular, el gran atractivo de la fusión nuclear como recurso energético se debe a la existencia de vastas reservas de combustible, accesibles económicamente, para los ciclos deuterio-tritio (D-T) y deuterio-deuterio (D-D), considerados como los más factibles tecnológicamente, y a su impacto ambiental potencialmente menor, en comparación con la fisión nuclear.

## 1.2. Potencial Energético del Recurso

Considerando la disponibilidad de combustible, el deuterio es el más abundante de los nucleidos de interés, siendo su concentración media en agua de mar de 35 ppm (peso). Las reservas de deuterio contenidas en los océanos se estiman del orden de  $5 \times 10^{16}$  kg, asumiendo una masa de agua de  $1.5 \times 10^{21}$  kg.

El tritio es un nucleido radioactivo, con una vida media del orden de

12 años. Por esa razón, su existencia natural es ínfima y debe producirse artificialmente a partir de reacciones de fisión de litio. Las reservas de litio natural representan, por tanto, el límite a la disponibilidad de energía de fusión en base al ciclo D-T. La información existente sobre reservas de litio es pobre. Cifras estimativas de las reservas totales indican una cantidad del orden de  $2.2 \times 10^{10}$  kg para los países no comunistas.

(1) A este valor deben agregarse las reservas de litio del agua de mar (concentración: 0.12 ppm) y de la corteza terrestre (concentración: 65 ppm). Considerando solamente el contenido de litio de los océanos, se obtiene una reserva de aproximadamente  $2 \times 10^{14}$  kg.

El potencial energético de las reservas de deuterio y de litio puede calcularse en base a las reservas estimadas y a la energía de reacción. Para el ciclo D-T, la energía liberada es de  $9.0 \times 10^{13}$  J/kg Li, lo que indica un potencial energético de  $1.5 \times 10^7$  Q ( $Q = 1.05 \times 10^{21}$  J), en base a las reservas de Li del agua de mar. Para la reacción D-D, la energía media liberada es de  $2.4 \times 10^{14}$  J/kg D, suponiendo que sólo progresan las reacciones D-D y D-T. Por lo tanto, el potencial energético de las reservas para este ciclo es de  $1.2 \times 10^{10}$  Q.

Un valor estimativo del consumo energético mundial, para una población estabilizada en 16,000 millones de habitantes -cuatro veces la actual- con un consumo energético de 20 kW (t) per capita en forma continua -dos veces el actual estandar de la sociedad de América del Norte- es de 10 Q/año. (2) Por lo tanto, es evidente que las reservas de combustible de fusión para los dos ciclos considerados poseen el potencial para satisfacer el consumo energético asintótico previsto por un espacio de tiempo superior al millón de años.

### 1.3. Interacción con el Medio Ambiente

Al analizar la capacidad de un recurso energético para satisfacer la demanda mundial asintótica por un período de tiempo de miles y eventualmente, millones de años, no sólo es necesario analizar su potencial energético sino también su impacto ambiental para el caso de utilización masiva.

Es importante notar que tanto el potencial energético de la fisión nuclear -considerando el desarrollo de reactores reproductores y la extracción de uranio de agua de mar, por ejemplo- como el de energía solar, son comparables al de fusión nuclear desde el punto de vista asintótico. En

adición, desde el punto de vista económico, es cuestionable que los reactores de fusión permitan generar energía en forma más económica que los reactores de fisión de tipo avanzado, o centrales solares, a pesar del bajo costo del combustible, en virtud de su gran costo de capital. Por tanto, es aparente que los argumentos en favor de la fusión nuclear dependen más fuertemente de consideraciones de seguridad ambiental que de las restantes consideraciones indicadas arriba. (3)

Los reactores de fusión nuclear poseerán un inventario radioactivo volátil (tritio,  $\sim 0.1$  Ci/W(t)) y un inventario radioactivo no volátil, asociado a materiales estructurales y materiales de la camisa del reactor, activados por los neutrones de fusión. De acuerdo al diseño y materiales estructurales utilizados, se estima que la actividad del inventario no volátil será de  $\sim 0.7 - 5.1$  Ci/W(t) al detenerse el reactor.

Si bien la actividad total de un reactor de fusión es comparable, en el peor de los casos, al de un reactor de fisión de tipo avanzado ( $\sim 5$  Ci/W(t) para un reactor tipo LMFBR al cierre, entre productos de fisión y material activado), la máxima densidad de potencia de calor residual se estima del orden de  $0.5 - 1.0$  W/cm<sup>3</sup> al detenerse el reactor, lo que es entre 1 a 2 órdenes de magnitud inferior al valor equivalente para reactores de fisión. Por tanto, el problema de remoción de calor residual será más simple en este caso y en particular, considerablemente menos severo en el caso de un accidente de pérdida de refrigerante.

El potencial de riesgo biológico (PRB) para los reactores de fusión es tá dominado por los radionucleidos asociados a los elementos estructurales. El PRB es el cociente entre la actividad y la máxima concentración atmosférica permisible de un radionucleido y representa, esencialmente, el volumen de aire necesario para diluir el inventario en cuestión a su máxima concentración permisible, suponiendo que todo el material se libera y distribuye uniformemente en la atmósfera. De acuerdo al tipo de materiales estructurales utilizados, el PRB para reactores de fusión será entre 1 a 3 órdenes de magnitud inferior al correspondiente al de los productos de fisión en reactores de tipo avanzado.

En relación con el problema de almacenamiento de residuos estructurales activados, la utilización de materiales de corto período de actividad permitiría reducir el tiempo de almacenamiento a períodos inferiores a los 10 años. Estos materiales podrían ser luego reciclados y utilizados nuevamente. Candidatos estructurales de interés en este sentido son aleaciones

de vanadio, aleaciones de aluminio y compuestos de carbono tales como carburo de silicio. De utilizarse acero inoxidable o aleaciones de níquel, al período de almacenamiento podría alcanzar  $\sim 50$  años, en tanto que para aleaciones de niobio, el problema de almacenamiento es similar al de reactores de fisión.

Otro aspecto atractivo de los reactores de fusión es que los mismos serán inherentemente seguros en cuanto a posibilidades de un accidente mayor por fallas del sistema de control de la reacción. En este sentido, debe destacarse que no existe una reacción nuclear en cadena en el caso de fusión y la tendencia natural del sistema, en caso de descontrol, es hacia la extinción de la reacción.

El mayor problema asociado a la operación de reactores de fusión es el peligro de dispersión de tritio a la atmósfera durante operación normal y en particular, en caso de un accidente mayor. En el caso de operación normal, se considera tecnológicamente factible reducir las pérdidas de tritio a valores tolerables, si bien esto representará disponer de un sistema de control entre 10 a 100 veces más severo que para un reactor de fisión de tipo avanzado (LMFBR). En el caso de un accidente, la magnitud del problema, si bien es de distinta naturaleza, se estima comparable a la que tendría el escape accidental del inventario volátil de un reactor de fisión.

Entre las posibles causas de accidente para reactores de fusión, descartando daño intencional, la única alternativa de consideración es la asociada a un incendio de litio, de utilizarse este elemento como refrigerante/reproductor. Afortunadamente, existen otras alternativas bajo consideración -utilización de sales de litio, o bien materiales reproductores sólidos tales como  $\text{LiAl}$ ,  $\text{LiAlO}_2$  y  $\text{LiO}_2$  y helio como refrigerante- las que permitirían eliminar este riesgo.

Finalmente, se destaca que los reactores de fusión no producirán ni requerirán materiales de tipo bélico, por lo cual virtualmente no existirá el problema de sustracción de materiales para uso inapropiado.

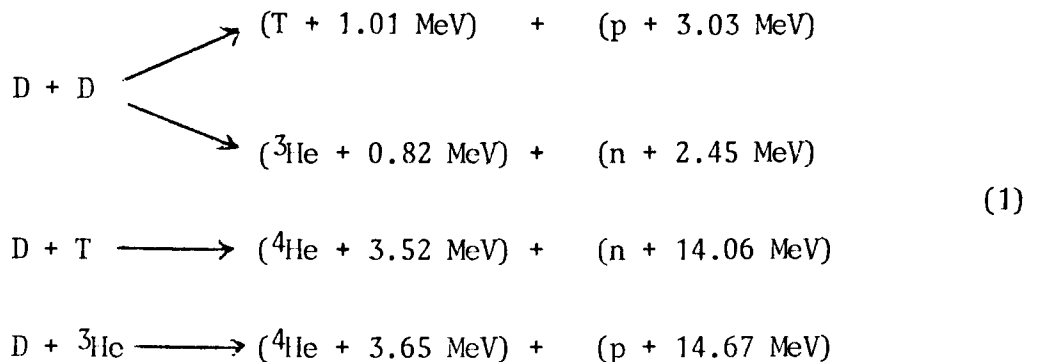
Es evidente, en conclusión, que la explotación masiva de la fusión nuclear como recurso energético creará un número de riesgos ambientales análogos, en naturaleza, a los de la energía nuclear convencional de fisión, si bien de magnitud potencialmente menor. Existe la posibilidad, en adición, de utilizar ciclos de combustión alternativos a los previstos para los primeros reactores de fusión, en base a elementos de mayor número atómico tales como Li, Be ó B. En este caso, las dificultades tecnológicas para el

desarrollo del reactor serían mayores, si bien la virtual ausencia de neutrones y tritio entre los productos de reacción permitirían eliminar, esencialmente, el problema de radioactividad de los reactores de fusión.

#### 1.4. Condiciones Necesarias para la Generación de Potencia en base a Reacciones de Fusión Nuclear

##### 1.4.1. Ciclo Combustible

Existen numerosas reacciones posibles de fusión nuclear. No obstante, el interés se ha concentrado en aquellas que progresan más rápidamente a relativamente baja temperatura, por ser las más accesibles tecnológicamente para el desarrollo de un reactor de fusión nuclear. Los elementos más favorables asociados a estas reacciones son isótopos de hidrógeno y de helio: deuterio (D), tritio (T) y helio-3 ( $^3\text{He}$ ) y las mismas se escriben:



En cada paréntesis se ha indicado la energía cinética asociada al producto correspondiente.

Las dos ramas de la reacción D-D tienen igual probabilidad, dentro del rango de temperaturas de interés. A su vez, el tritio y el helio-3 producidos pueden reaccionar con el deuterio, dando lugar a la reacción completa de deuterio, que indicamos D-D (T- $^3\text{He}$ ).

La Fig. 1 representa la densidad de potencia relativa para la reacción D-T y la reacción completa D-D.

Puede observarse que el ciclo D-T produce una densidad de potencia prácticamente dos órdenes de magnitud superior a la de la reacción completa D-D, a una temperatura próxima a 10 keV. Por esta razón, el interés se ha

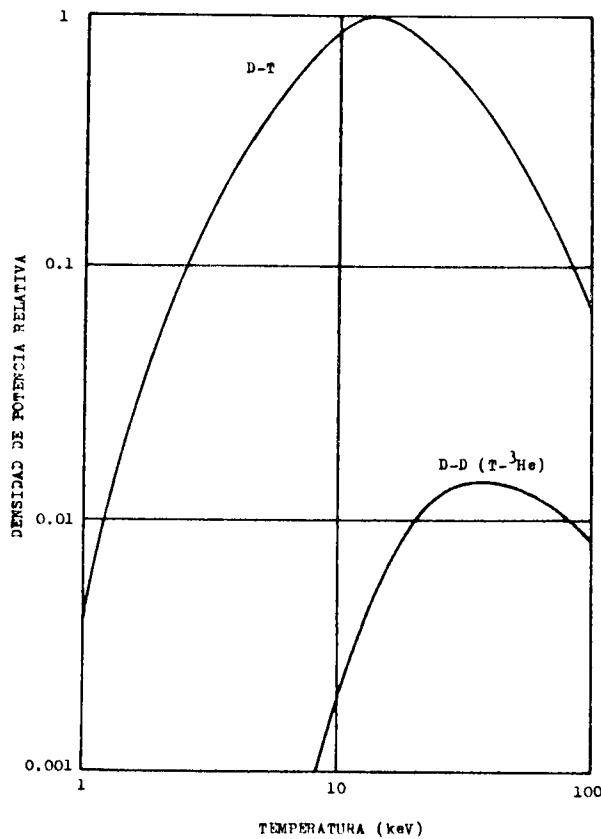
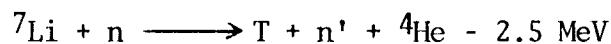
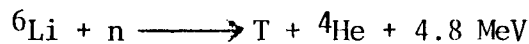


Figura 1. Densidad de potencia relativa de fusión en función de la temperatura iónica (4)

concentrado en el ciclo D-T para el desarrollo de los primeros reactores de fusión.

Dado que el tritio es virtualmente inexistente en la naturaleza, será necesario producirlo artificialmente en base a reacciones de fisión de litio, utilizando los neutrones energéticos producidos en la reacción D-T:



(2)

El litio necesario para la producción de tritio estará ubicado en una camisa adyacente y concéntrica con la cámara de reacción. Se estima que en base a un diseño adecuado de la camisa, sería factible alcanzar factores de reproducción lo suficientemente altos como para doblar el inventario de tritio del reactor en un período del orden del mes, de ser necesario.

Se ha indicado que la energía de la reacción de fusión aparece bajo la forma de energía cinética de los productos. En el caso de productos con carga eléctrica, es factible utilizar un ciclo de conversión directa de alta eficiencia, en tanto que para los neutrones deberá utilizarse un ciclo térmico convencional. En el caso de la reacción D-T, un 80% de la energía de fusión está asociada a los neutrones, por lo que el ciclo térmico es esencial, en tanto que el ciclo de conversión directa es de interés complementario y puede no ser necesario en el caso de un reactor de adecuado balance energético.

La Fig. 2 ilustra un corte esquemático de la sección transversal de un reactor genérico en base al ciclo D-T, que es apropiada para discutir la extracción de energía de fusión en base al ciclo térmico convencional.

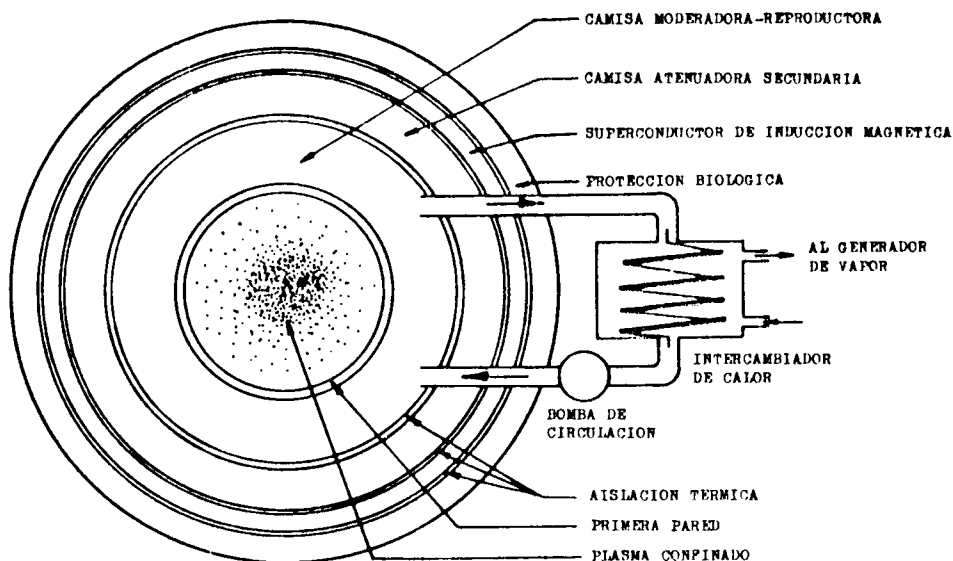


Figura 2. Sección transversal de un reactor de fusión de confinamiento magnético en base al ciclo D-T.

La cámara de reacción es un recinto estanco, en donde se encuentra el medio reactante. Entre el plasma confinado y la pared existe un espacio vacío. La pared de la cámara es, por tanto, el primer medio material que se interpone entre el plasma y los materiales de la camisa moderadora-reproduc

tora y por esta razón, se la designa usualmente como "primera pared". Esta pared recibe una considerable cantidad de energía por radiación y flujo de partículas energéticas que escapan del plasma, y requiere una refrigeración adecuada (helio, metales líquidos).

La camisa moderadora-reproductora contiene elementos moderadores (grafito, litio), que transforman la energía cinética de los neutrones en energía térmica. El calor liberado en la camisa y la primera pared es transportado al intercambiador de calor por medio de un adecuado fluido refrigerante (helio, metales líquidos). En adición la camisa contiene los materiales fértiles (litio, sales de litio, materiales reproductores sólidos tales como  $\text{LiAl}$ ,  $\text{LiAlO}_2$  y  $\text{Li}_2\text{O}$ ) para producción de tritio, el cual deberá ser luego extraído para posterior utilización como combustible.

Concéntrica y exterior a la camisa moderadora-reproductora, está la camisu atenuadora secundaria, o escudo protector del inductor superconductor. La función de esta camisa es la de proteger el inductor magnético superconductor de un excesivo calentamiento y daño estructural, como resultado de radiación de neutrones y radiación  $\gamma$  proveniente de materiales estructurales activados. La camisa secundaria contendrá, por tanto, un atenuador secundario de neutrones (carburo de boro, grafito, agua boratada) y un atenuador de radiación  $\gamma$  (plomo).

La protección biológica tendrá por función evitar los efectos de radiación y escape de contaminantes radioactivos al medio ambiente.

#### 1.4.2. Calentamiento del Plasma

El calentamiento del plasma puede efectuarse de diferentes maneras: por disipación óhmica, haciendo pasar una corriente eléctrica por el plasma; por compresión adiabática de las partículas cargadas eléctricamente, utilizando un campo magnético pulsado; por inyección de haces de partículas neutrales de alta energía; por campos magnéticos oscilatorios, por ondas de choque, por haces de radiación láser o por haces iónicos o electrónicos relativísticos. Estos diferentes procesos de calentamiento inyectan energía preferentemente a una de las dos especies del plasma; en algunos casos, los electrones son los receptores y estos transfieren la energía a los iones por colisión. En otros casos, se da el proceso inverso y los iones reciben energía directamente de la fuente externa.

El proceso de calentamiento del plasma compite con diferentes procesos

de pérdida de energía. Dado que el plasma está aislado de las paredes, las pérdidas se producen fundamentalmente por radiación electromagnética -principalmente por bremsstrahlung- y por fuga de partículas energéticas de la zona de reacción.

A medida que aumenta la temperatura, las pérdidas de energía aumentan correspondientemente, aunque también aumenta la energía liberada por reacciones de fusión. Cuando la potencia generada por reacciones de fusión iguala a la potencia perdida por el plasma, se alcanza el punto de ignición de la reacción -la temperatura para la cual esto ocurre se denomina temperatura de ignición- y la misma puede continuar, en principio, sin aporte energético del exterior. En estas condiciones, la temperatura del plasma se mantiene en base a colisiones con las partículas cargadas de alta energía, producidas por la reacción nuclear.

La densidad de potencia de fusión para el ciclo D-T (1:1) puede escribirse:

$$P_F = \frac{n^2}{4} \langle \sigma v \rangle_{DT} Q_F \quad (3)$$

donde  $P_F$  es la densidad de potencia,  $n$  es la concentración iónica ( $n_D = n_T = n/2$ ),  $\sigma$  es la sección transversal de fusión para la reacción D-T,  $v$  es la velocidad relativa entre núcleos reactantes y  $Q_F$  es la energía liberada por reacción de fusión. El producto  $\sigma v$  está promediado sobre la función de distribución de velocidades de los iones y se denomina parámetro de velocidad de reacción, siendo una función de la temperatura solamente para una reacción dada.

La concentración iónica está relacionada con la presión estática del plasma ( $p$ ) y la temperatura ( $T = T_i \equiv T_e$ )

$$n = p/2kT \quad (4)$$

en donde se ha despreciado la presión de  $^4He$ .

Luego:

$$P_F = \text{const.} \times p^2 \langle \sigma v \rangle_{DT} / T^2 \quad (5)$$

La ley de variación de  $P_F$  con la temperatura para la reacción D-T está ilustrada en la Fig. 1, para una presión constante. La temperatura para la cual la densidad de potencia de fusión es máxima se define como la "temperatura

tura óptima" de reacción, y para el ciclo D-T es de aproximadamente 10 keV.

#### 1.4.3. Confinamiento del Plasma

Todo contacto del plasma con las paredes del reactor representa una severa pérdida de energía que debe ser evitada. En primer lugar, se produce un enfriamiento de las partículas de alta energía por colisión con las paredes. En segundo lugar, las colisiones pueden dar lugar a la liberación de partículas pesadas del material de las paredes, las que aumentan considerablemente las pérdidas por bremsstrahlung, en virtud de su mayor carga eléctrica, y producen también severas pérdidas radiativas en caso de ionización incompleta.

Existen dos alternativas con respecto al problema del confinamiento.

Una primera alternativa se basa en la utilización de un campo magnético de geometría adecuada para confinar las partículas cargadas del plasma. En este caso, los electrones y los iones tienden a desplazarse esencialmente en trayectorias helicoidales a lo largo de las líneas de inducción y la fuga de plasma a través de la superficie magnética sólo puede producirse, en principio, en base a un proceso de difusión clásica como resultado de colisiones electrostáticas entre cargas. Dado que para las altas temperaturas de interés la frecuencia de colisión es pequeña, existe la posibilidad, al menos en teoría, de alcanzar tiempos de confinamiento de interés práctico para operación de un reactor.

Los sistemas de confinamiento magnético se dividen en cerrados o abiertos, de acuerdo a la geometría de la superficie de contención. En los sistemas cerrados (entre las máquinas representativas de este tipo de sistema puede citarse el tokamak y el theta pinch toroidal), la superficie magnética rodea al plasma completamente y las pérdidas sólo pueden ocurrir por procesos de difusión. En el caso de sistemas abiertos (theta pinch lineal, espejo magnético) la geometría de la superficie de contención es tal que las líneas de inducción no son cerradas y puede existir fuga del plasma por los extremos "abiertos".

El principal problema del confinamiento magnético, en el campo experimental, es el desarrollo de inestabilidades en el plasma, que no permiten alcanzar el tiempo de confinamiento calculado en base a procesos de difusión clásica. Las inestabilidades pueden ser de tipo macroscópico y microscópico. Las inestabilidades macroscópicas afectan al plasma en forma glo-

bal e inducen un movimiento del fluido que lo expulsa de su confinamiento. A fin de evitar este problema, es necesario crear configuraciones de campo magnético tales que el sistema sea estable magnetohidrodinámicamente. En este sentido, en el caso de sistemas de inducción cerrados o toroidales, es esencial la idea del "shear" magnético, que consiste en un entrecruzamiento de capas sucesivas de inducción, utilizando dos o más sistemas de inducción independientes, de modo de conformar un "tejido magnético". La importancia de esta configuración reside en el hecho de que no es posible el intercambio de líneas entre dos capas distintas sin invertir energía para deformar la estructura magnética. Por lo tanto, el confinamiento es más estable que en el caso de un sistema sin "shear", en donde el intercambio puede ocurrir espontáneamente. En el caso de sistemas abiertos (espejos), se utilizan configuraciones denominadas de mínimo-B, en las cuales la inducción es mínima en el centro del volumen confinado y aumenta al alejarse del mismo.

Aun en el caso de un plasma macroscópicamente estable, pueden existir microinestabilidades, consistentes en oscilaciones electrostáticas o electromagnéticas de cargas del plasma, las que pueden llegar a amplificarse y producir una difusión excesiva, reduciendo el tiempo de confinamiento a valores inadecuados para un reactor de fusión.

Los sistemas de confinamiento magnético están limitados a utilizar plasmas de baja densidad, de modo que la presión a contener esté dentro de los límites aceptables económicamente de los inductores a utilizar. La relación entre la presión estática del plasma y la presión magnética de confinamiento se escribe:

$$\beta = 2 \mu_0 p / B^2 \quad (6)$$

en donde  $\mu_0$  es la permeabilidad magnética del vacío (henry/m) y B es la inducción magnética (weber/m<sup>2</sup>).

La densidad de potencia de fusión puede escribirse utilizando (5) y (6):

$$P_F = \text{const.} \times \beta^2 B^4 \langle \sigma v \rangle_{DT} / T^2 \quad (7)$$

Esta ecuación indica que a fin de maximizar la densidad de potencia para un reactor de inducción dada, el factor  $\beta$  debe ser próximo a la unidad. Por tanto, un valor  $\beta \cong 1$  es un sinónimo de alta eficiencia de utilización del campo magnético y considerando la incidencia en el costo capital de un

reactor de un sobredimensionamiento del inductor, el factor  $\beta$  tiene por lo tanto relevancia económica.

La segunda alternativa con respecto al problema de confinamiento se basa en producir el calentamiento y la reacción nuclear en un tiempo corto con respecto al tiempo característico de expansión del fluido caliente, de modo que el plasma esté confinado por la inercia de sus propias partículas. En este caso, el confinamiento se denomina inercial, y es característico de un artefacto explosivo. Posibles fuentes de calentamiento de plasma en sistemas de confinamiento inercial son láseres de alta potencia y energía, o bien haces relativísticos de electrones o iones pesados, los que se utilizan para irradiar en forma simétrica una pequeña esfera de combustible nuclear.

#### 1.4.4. Concentración del Plasma y Tiempo de Confinamiento

La densidad de potencia de fusión es proporcional a  $n^2$ . El valor de la concentración iónica debe ser lo suficientemente elevado como para que el reactor pueda generar potencia útil durante el tiempo que el plasma permanece confinado. La relación entre la concentración y el tiempo de confinamiento ( $\tau$ ) fue establecida por J.D. Lawson alrededor de 1950, quien determinó que:

$$n\tau > 10^{14} \text{ cm}^{-3} \text{ seg} \quad (8)$$

para un reactor que opere a una temperatura de aproximadamente 10 keV en el ciclo D-T, en la condición de umbral, para la cual la potencia eléctrica generada solamente alcanza para mantener la reacción, en tanto que la potencia útil es nula. El producto  $n\tau$  se denomina usualmente "número de Lawson" y depende de la temperatura para una reacción dada. En particular, el número de Lawson es sensible a la fracción de energía de fusión que contribuye al calentamiento del plasma, como así también a los gradientes de temperatura y concentración del medio reactante.

Para reactores de fusión nuclear de potencia, se estima que valores típicos del producto  $n\tau$  umbral serán del orden  $10^{14} - 10^{15} \text{ cm}^{-3} \text{ seg}$ . En el caso de reactores de confinamiento magnético en base al ciclo D-T, se espera tener concentraciones de  $10^{14} - 10^{16} \text{ cm}^{-3}$  y tiempos de confinamiento de 0.1-10 seg. Para confinamiento inercial, se estima que la concentración deberá ser  $\sim 10^{26} \text{ cm}^{-3}$ , a fin de alcanzar una alta velocidad de reacción, en tanto que el tiempo de confinamiento será del orden de  $10^{-9} \text{ seg}$ , asumiendo una esfera de combustible de  $\sim 1 \text{ mm}$  de diámetro.

## 2. ESTADO ACTUAL DEL CONOCIMIENTO

A pesar de que las reacciones de fusión nuclear se han producido experimentalmente en forma rutinaria desde aproximadamente 1930, recién alrededor de 1950 comenzó a notarse un esfuerzo sistemático a fin de explotar la energía de fusión para generación utilitaria de potencia.

Desde sus comienzos, la actividad en el campo experimental y teórico de la fusión nuclear estuvo centrado en los procesos de calentamiento y, particularmente, de confinamiento del plasma. En ese sentido, puede definirse una primera etapa, que llega hasta los principios de la década del 60; en este período, se generaron las ideas básicas de los sistemas de confinamiento magnético. Se desarrollaron así los conceptos de sistemas lineales abiertos, sistemas basados en espejos magnéticos y sistemas toroidales. Se determinaron también los requisitos a cumplir por la configuración del campo magnético, a fin de evitar inestabilidades macroscópicas. El resultado más notable en este sentido fue la introducción de las ideas de "shear" magnético y del pozo magnético, o configuración de mínimo-B.

En el siguiente período, que se extiende substancialmente durante la década del 60, se establece la credibilidad en la idea de confinamiento magnético, en las palabras de Richard Post.<sup>(5)</sup> Este período está marcado, desde el punto de vista experimental, por la demostración práctica de que es posible alcanzar tiempos de confinamiento próximos al límite establecido por procesos de difusión clásica, dando así por tierra con la idea de que el tiempo de confinamiento estaba determinado por procesos de difusión turbulenta de Bohm. En los años iniciales de las experiencias de confinamiento magnético, existió la impresión de que el tiempo de confinamiento estaba determinado por la ley de difusión de Bohm, según la cual el tiempo de interés depende linealmente de la inducción -y no en forma cuadrática, como en el caso de difusión clásica- y en forma inversamente proporcional a la temperatura del plasma. La validez de la ley de Bohm hubiera sido catastrófica para el confinamiento de un plasma termonuclear, por cuanto hubiera sido necesario utilizar una inducción magnética mucho mayor que la requerida en el caso clásico y -peor aún- hubiera significado que la eficiencia de confinamiento iría decreciendo al aumentar la temperatura a valores termonucleares. Debe darse crédito en este sentido a las experiencias conducidas en el tokamak T-3 por Artsimovich y colaboradores en el Instituto Kurchatov de Moscú, que lograron tiempos de confinamiento inferiores al clásico para una geometría toroidal en un factor de tan solo 3-5. Otros dos experimentos

que lograron excelentes resultados en el mismo sentido son el denominado 2X, del Laboratorio Lawrence Livermore, basado en un espejo magnético de configuración de mínimo-B, y el denominado Scylla IV del Laboratorio de Los Alamos, basado en un theta pinch lineal. El período de la década del 60 es tá también caracterizado por una creciente atención al problema de las ines tabilidades del plasma.

En el aspecto tecnológico, se lograron notables avances en el desarrollo de superconductores para generación de campos magnéticos de alta intensidad y en el desarrollo de sistemas de almacenamiento de energía y en tecnología de vacío. Se desarrolló también un formidable arsenal de métodos de diagnóstico del plasma.

Por último, debe destacarse la introducción del concepto inercial con calentamiento en base a láseres.

Al presente, el esfuerzo se concentra esencialmente en aproximar las condiciones del plasma tanto como sea posible a los valores de umbral para los distintos sistemas experimentales en consideración en base al ciclo D-T. Esto significa lograr un plasma de temperatura y densidad adecuada y confinar el mismo por un tiempo suficientemente largo como para satisfacer el criterio de Lawson del aparato.

Debe aclararse que las máquinas actuales están a nivel de cámaras de reacción experimentales para producción de plasmas termonucleares y medición de sus propiedades; estos sistemas carecen de camisa moderadora y del sistema de reproducción de tritio y utilizan fundamentalmente hidrógeno para los actuales estudios de confinamiento.

Gran parte de las investigaciones actuales con respecto al plasma, apun tan a mejorar los métodos de calentamiento y a evaluar la importancia de las microinestabilidades para temperaturas típicas de operación, o bien eli minarlas, en aquellos casos en que estas sean un impedimento para alcanzar un tiempo de confinamiento adecuado. Al mismo tiempo, se trata de alcanzar máximos valores de la concentración del plasma, de modo de mejorar la poten cia producida por fusión y de aumentar el valor del parámetro  $\beta$ .

En el aspecto puramente tecnológico, se trata de desarrollar fuentes de almacenamiento y transferencia de energía magnética, de interés para alimentar sistemas pulsados y de sistemas de calentamiento del plasma (láse res de "alta energía, haces neutrales de alta energía y eficiencia, haces de electrones e iones relativísticos). En adición, se han comenzado a estu diar problemas ya más específicos del reactor, tales como el desarrollo de

la camisa, estudio de materiales, problemas estructurales, desarrollo de ciclos térmicos y de conversión directa y, en general, el estudio y desarrollo de los distintos sistemas asociados al reactor.

El esfuerzo experimental se concentra fundamentalmente en los conceptos tokamak, theta pinch y espejo magnético, en el caso de confinamiento magnético, y en los sistemas inerciales con calentamiento con láser. Actualmente, en el caso de sistemas de confinamiento inercial, está recibiendo atención creciente el calentamiento en base a haces electrónicos relativísticos y, en particular, la utilización de haces iónicos relativísticos.

La Fig. 3 indica las condiciones típicas alcanzadas por la actual generación de máquinas experimentales.

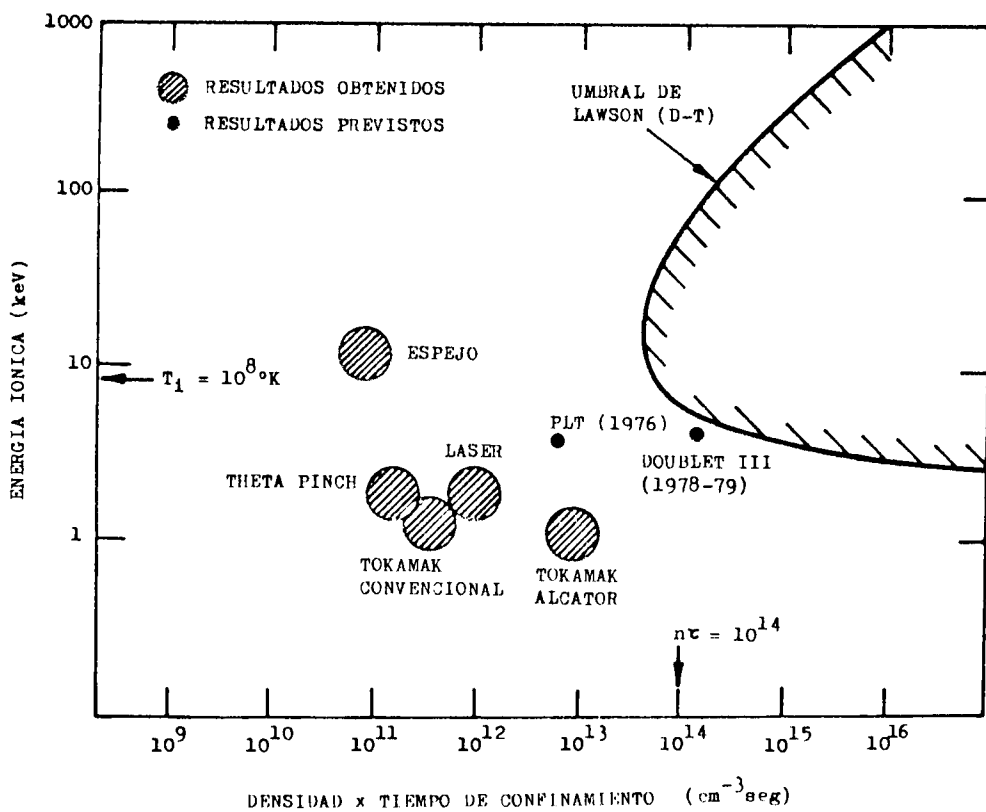


Figura 3. Condiciones alcanzadas en base a las máquinas experimentales de la actual generación.

Al presente, gran parte de las investigaciones y esperanzas con respecto a los sistemas de confinamiento magnético se concentran en el concepto

tokamak, por cuanto es un sistema que no ha puesto de manifiesto serias inestabilidades del plasma y ha permitido alcanzar largos tiempos de confinamiento, próximos al límite clásico. En el caso de confinamiento inercial, el concepto inercial-láser representa otra alternativa de interés y concentra una buena parte de los esfuerzos que se realizan en el campo de la fusión nuclear. Debe destacarse, no obstante, que en este caso el interés no sólo resulta de aplicación de este concepto para fines de generación de energía, sino que es también de interés militar, para prueba de instrumental electrónico sometido a los efectos de las microexplosiones nucleares.(6)

Puede concluirse que si bien el progreso hasta el presente ha sido considerable, la meta de lograr un reactor de fusión de potencia es todavía distante y requerirá un paciente y tenaz esfuerzo de investigación y desarrollo. A fin de ilustrar este punto, se presenta en la Fig. 4 el planeamiento tentativo de desarrollo de reactores de fusión de U.S.A., de acuerdo a los planes de la ERDA.

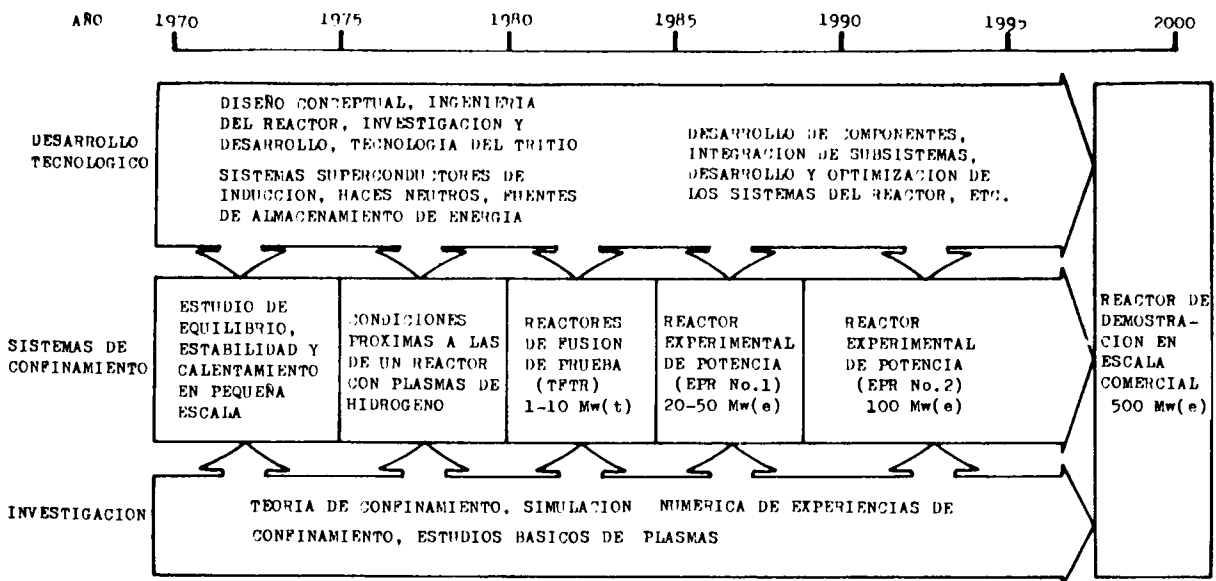


Figura 4. Planeamiento tentativo para el desarrollo de reactores de fusión nuclear en U.S.A.

El presupuesto gubernamental en los Estados Unidos de Norte América para el año 1976 es de 180 millones de Dhrs. para sistemas de confinamiento magnético, del cual un 60% corresponde a los tokamaks y el 40% restante se divide en partes iguales en experiencias con theta pinches y espejos.(7) El presupuesto correspondiente a confinamiento inercial es de 65 millones de Dhrs., del cual un 90% se invierte en fusión-láser y un 10% en experiencias con haces electrónicos relativísticos.(8)

### 3. TECNOLOGIAS EN ESTUDIO

#### 3.1. Sistemas Experimentales de Producción, Calentamiento y Confinamiento de Plasma

Actualmente, existen diferentes sistemas en estudio, cuyo fin es demostrar la factibilidad del desarrollo de un reactor de fusión nuclear. (4),(9) Los sistemas más avanzados están centrados en cuatro conceptos básicos y substancialmente diferentes, tres de los cuales se basan en la idea de confinamiento magnético: el theta pinch, el espejo magnético y el tokamak. El cuarto concepto se basa en confinamiento inercial con calentamiento con láser, o bien, alternativamente, con haces relativísticos de electrones o iones pesados.

##### 3.1.1. Theta Pinch

El principio de operación del theta pinch está ilustrado en la Fig. 5.

El theta pinch consiste de una única espira de un sistema primario de inducción, dispuesta en forma de un largo cilindro (theta pinch lineal) o bien en forma de un toroide (theta pinch toroidal) de gran relación de aspecto (radio toroide/radio sección transversal  $\sim 100$ .) Dentro de la espira se introduce la mezcla combustible gaseosa a baja presión y se la preioniza, formando un plasma de baja temperatura. La espira de inducción está alimentada por una fuente de poder externa de alta energía ( $\sim 100$  GJ, para un reactor de potencia), que se conecta al sistema por medio de un interruptor rápido. Cuando esto ocurre, circula una alta corriente por la espira, la que genera un intenso campo magnético ( $\sim 100$ -200 kG) paralelo al eje del

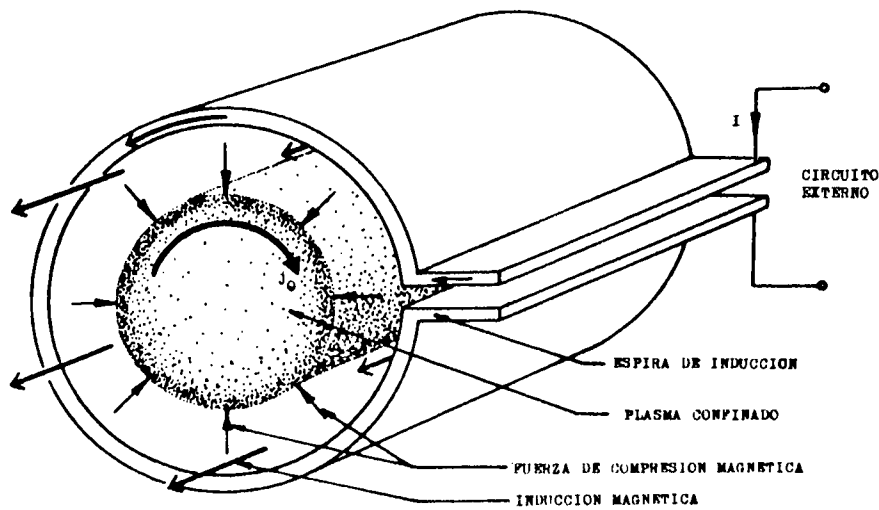


Figura 5. Diagrama esquemático de un theta pinch.

tubo. En estas condiciones, el plasma se convierte en el conductor secundario de un sistema transformador, originándose una corriente en la dirección  $\theta$ , alrededor del eje del cilindro. La interacción entre el campo magnético axial y la corriente azimutal produce inicialmente una onda de choque impluviosa, que calienta el gas, y seguidamente una compresión adiabática (efecto pinch) de la columna de plasma que completa el calentamiento hasta la temperatura de reacción. Las reacciones de fusión liberan energía, que en parte contribuye al calentamiento del plasma y que puede ser recuperada en base a un ciclo de conversión directa. La energía asociada a los neutrones se recupera en base a un ciclo térmico convencional.

Completado el ciclo de combustión, cuya duración típica sería de 0.1 seg, la inducción magnética decrece y el plasma se expande y enfría, extinguiéndose la reacción nuclear. El gas caliente se neutraliza en base a la adición de un flujo de gas a baja temperatura y se elimina luego de la cámara de reacción, con lo que el sistema está listo para un nuevo ciclo de operación. La duración total del ciclo es del orden de 10 seg.

El theta pinch permite alcanzar un valor  $\beta \sim 1$  y el calentamiento se logra en forma automática, lo que constituye dos características atractivas de este concepto.

Para un theta pinch lineal, el escape de plasma por los extremos abiertos exige una longitud del cilindro de confinamiento superior a 1 km, en el caso de un reactor de potencia. Por esta razón, el interés se ha concentrado fundamentalmente en los sistemas de tipo toroidal. En este caso, la geometría de confinamiento en base al campo magnético toroidal no es suficiente para lograr un equilibrio MHD y es necesario superponer un campo magnético poloidal helicoidal de estabilización. La atención se concentra actualmente en este aspecto, en lo que hace al comportamiento del plasma.

Un serio problema tecnológico para el desarrollo de un reactor de fusión basado en un theta pinch es el de la construcción de la fuente de poder para crear el campo magnético toroidal de compresión. En la práctica, a fin de lograr un adecuado balance energético del reactor, se estima que será necesario utilizar dos etapas de calentamiento del plasma en base a dos espiras separadas de inducción: una primera espira proveería el calentamiento implosivo y al mismo tiempo serviría de pared a la cámara de reacción, en tanto que la espira principal, exterior a la cámara de reacción, produciría la compresión adiabática que lleva al plasma a condiciones de ignición. De esta manera, sería posible optimizar la intensidad de campo y forma de pulso en cada caso, mejorando considerablemente la eficiencia de calentamiento. De acuerdo a estimaciones actuales, la fuente de compresión adiabática deberá proveer típicamente energías del orden de 100 GJ en un pulso de  $\sim 10^{-3}$  seg de trepada y  $\sim 0.1$  seg de duración. Se estima que esta energía será de 3-5 veces superior a la liberada por reacciones de fusión, de modo que a fin de lograr un balance energético positivo del reactor, la energía de confinamiento y calentamiento deberá ser transmitida entre la fuente y el reactor con una eficiencia del orden de 95-98% y recuperada al final del ciclo. Deberá utilizarse fuentes de energía reversibles de tipo inductivo. La alta eficiencia de transferencia requerida y el costo de este sistema representan un problema crítico para el futuro de este concepto.

Actualmente, los theta pinches operan con concentraciones del orden de  $10^{16}$   $\text{cm}^{-3}$  y temperaturas de  $\sim 1$  keV, con tiempos de confinamiento de  $\sim 10$   $\mu\text{seg}$ . Para un reactor de potencia, se requerirán valores de concentración superiores a  $10^{16}$   $\text{cm}^{-3}$ , temperaturas  $> 10$  keV y tiempos de confinamiento del orden de la centésima de segundo.

### 3.1.2. Espejo Magnético

Una partícula cargada eléctricamente tiende a reflejarse al aproxi-

marse a una región de inducción magnética creciente. El efecto de espejo magnético puede lograrse en base a una adecuada geometría de campos y utilizarse para evitar la fuga de plasma por los extremos de un sistema abierto. Solamente aquellas partículas cuyo vector de velocidad yace dentro de un cierto cono escapan del confinamiento; esta región, en el espacio de velocidades, se denomina como de pérdida del espejo.

La Fig. 6 ilustra una forma típica de inductor a fin de lograr un confinamiento magnetohidrodinámicamente estable.

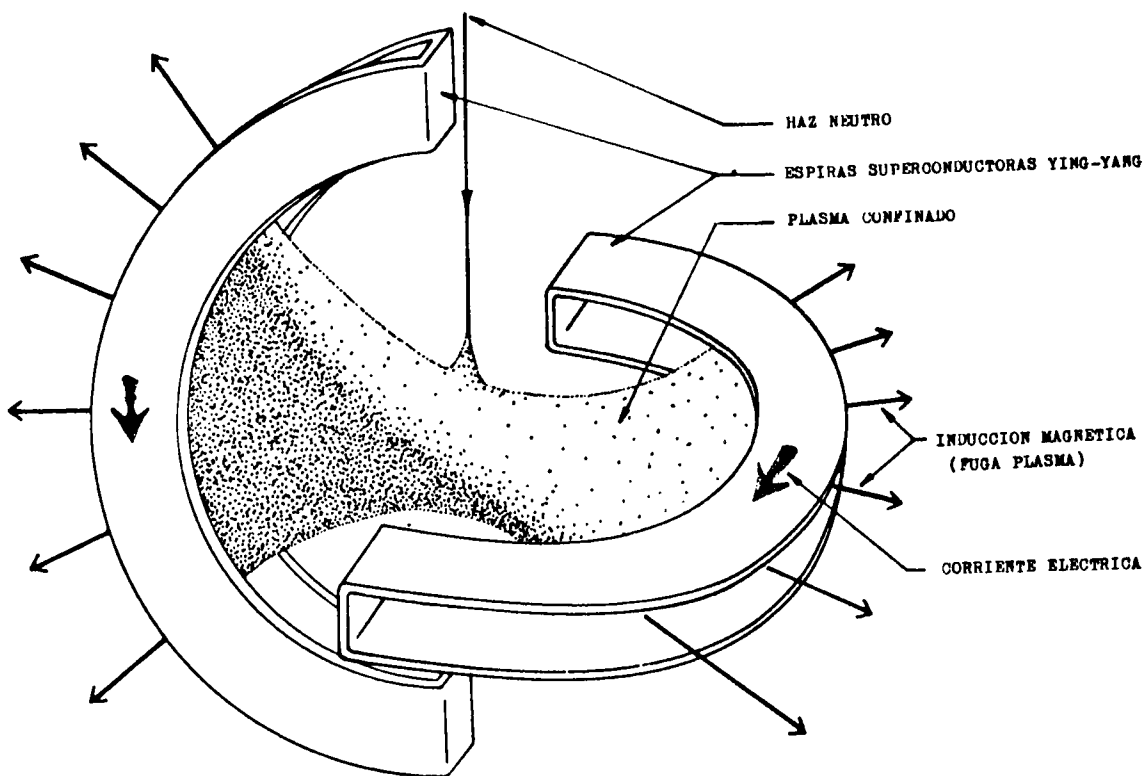


Figura 6. Espejo magnético de mínimo-B

El tipo de inductores ilustrado en la Fig. 4 se denomina espiras de Yin-Yang y permite obtener un campo magnético que es mínimo en el centro del volumen confinado y que aumenta al alejarse en cualquier dirección. Esta configuración de inducción, llamada de 'mínimo-B', crea un pozo magnético que confina efectivamente el plasma en forma MHD-estable.

Los espejos magnéticos son sistemas de operación continua en donde las

pérdidas por los extremos se compensan en base a la inyección de nuevo combustible bajo la forma de un haz neutro de partículas energéticas, que se ionizan en contacto con el plasma. El haz neutro también provee la energía necesaria para calentar inicialmente el plasma y mantener una adecuada temperatura de reacción. Se prevé que el plasma necesario para comenzar la operación del reactor será producido en base a un campo magnético pulsado, o bien por medio de un láser, al irradiar una pequeña pastilla combustible.

La energía de fusión se recupera en forma clásica en la camisa del reactor y también en base a un convertidor directo. En el caso de un espejo clásico, la conversión directa es prácticamente mandatoria, a fin de recuperar la energía asociada a las partículas cargadas que escapan por los extremos del sistema. Una alternativa a fin de evitar el problema de la pérdida del plasma es la de utilizar un conjunto de espejos, formando una geometría toroidal.

Los espejos magnéticos son sistemas que deberán operar a alta temperatura, a fin de minimizar los efectos de colisiones electrostáticas que incrementan las pérdidas por los extremos. En particular, el tiempo de confinamiento depende de  $T^{3/2}$  y sólo en forma logarítmica de las dimensiones del sistema y de la intensidad del campo magnético. Para el ciclo D-T, las temperaturas de interés son del orden de 150-300 keV, lo que determina el rango de energías requerido del haz neutro.

Los espejos magnéticos son atractivos por su alto  $\beta$  ( $\sim 0.8$ ), moderada inducción magnética ( $B_{\text{central}} \sim 50$  kG,  $B_{\text{espejo}} \sim 150$  kG) y operación continua. En adición, dado que el tiempo de confinamiento no depende sensiblemente del tamaño, es posible dimensionar el reactor económicamente de acuerdo a la potencia requerida.

Actualmente, existen inestabilidades de tipo microscópico en el plasma que resultan de anomalías en la función de distribución de velocidades, por efecto del cono de pérdida del espejo, que deben ser eliminadas a fin de lograr un tiempo de confinamiento adecuado. En el plano tecnológico, uno de los aspectos dominantes es el desarrollo de un generador de haz neutro de alta eficiencia ( $> 80\%$ ) y energía ( $> 200$  keV). La performance actual de estos sistemas es típicamente de 10-15 keV, con eficiencias del orden del 60%. Otro aspecto importante en el caso de un espejo magnético clásico es el convertidor directo, que debe poseer una eficiencia de conversión  $> 80\%$  a fin de permitir el desarrollo de un reactor con balance energético positivo. La factibilidad técnica y el costo de este sistema son aspectos cruciales para el futuro de este concepto.

Las máquinas de la presente generación permiten alcanzar temperaturas iónicas de  $\sim 13$  keV, concentraciones de  $\sim 10^{13}$   $\text{cm}^{-3}$  y tiempos de confinamiento de  $\sim 10^{-2}$  seg. Para un reactor práctico, se estima necesario obtener temperaturas superiores a 200 keV, con un valor  $n\tau > 10^{14}$   $\text{cm}^{-3}$  seg.

### 3.1.3. Tokamak

El tokamak, cuyo nombre proviene del ruso (cámara toroidal magnética), es un sistema toroidal de bajo  $\beta$  ( $\sim 5\%$  para un reactor comercial) y baja relación de aspecto ( $\sim 3$ ), cuyo principio de operación está ilustrado en la Fig. 7.

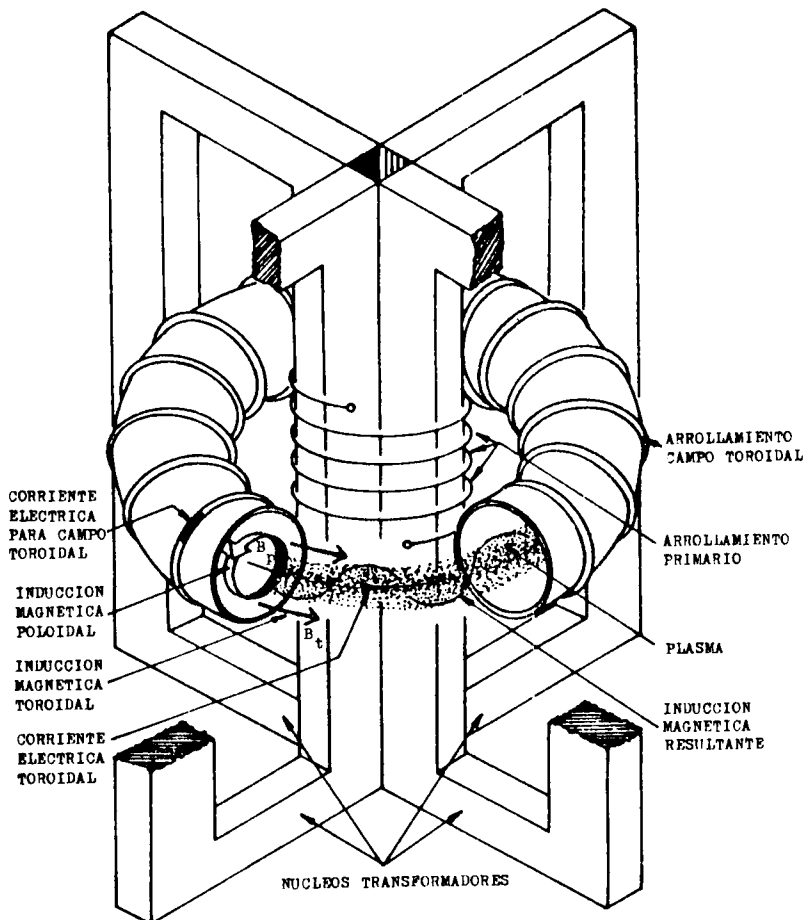


Figura 7. Principio de operación del tokamak

Un tokamak consiste de un toroide de gran sección y de pequeño radio. Dentro del toroide se introduce el combustible a baja presión y se lo ioniza al aplicar un pulso de corriente a la bobina primaria del sistema. Por efecto transformador, se origina en el plasma una corriente eléctrica toroidal que eleva su temperatura por disipación óhmica y crea a su vez un campo magnético poloidal  $B_p$  ( $\sim 10$  kG). La adición de un campo magnético toroidal continuo,  $B_t$  ( $\sim 40-60$  kG), produce las condiciones adecuadas para lograr un confinamiento MHD-estable. En adición, debe proveerse un campo pulsado transversal, para control de la posición de la columna de plasma.

Dado que la conductividad eléctrica del plasma aumenta con su temperatura, el proceso de calentamiento óhmico se torna ineficiente para temperaturas superiores a  $\sim 1$  keV, por lo que es necesario recurrir a métodos alternativos de calentamiento para llevar al plasma a condiciones de reacción. Una de las alternativas más atractivas en este sentido es la de utilizar haces neutros energéticos ( $\sim 200$  keV).

La operación del tokamak será presumiblemente cuasi-pulsada, en el sentido que se empleará un largo ciclo de combustión ( $\sim 1000$  seg) durante el cual se inyectará combustible a fin de compensar las pérdidas por difusión a través del campo magnético (tiempo de confinamiento  $\sim 10$  seg.). A fin de eliminar el plasma que escapa del confinamiento se emplearán trampas magnéticas denominadas divertores.

La duración del ciclo de combustión estará limitada esencialmente por el período de la corriente axial, o bien por la contaminación y enfriamiento del plasma por acumulación de impurezas de alto Z, liberadas como resultado del contacto del plasma caliente que escapa del confinamiento con la pared interna del reactor. Terminado este ciclo, se evacúa la cámara de reacción y se la recarga con nuevo combustible, con lo que el sistema queda nuevamente listo para operación. La energía de fusión se recupera de la forma convencional para el ciclo D-T. En este sentido, se prevé que no será necesario recurrir a un ciclo de conversión directa, complementario del ciclo térmico.

El mayor atractivo del concepto tokamak proviene de su habilidad para alcanzar un largo tiempo de confinamiento sin que se manifiesten serias inestabilidades del plasma. Dado que la máxima temperatura iónica alcanzada al presente es del orden de 1 keV, debe verificarse que estas condiciones se mantengan al aumentar la temperatura a valores típicos de reacción. En adición, la teoría indica que el tiempo de confinamiento aumenta con el cuadrado del diámetro del toroide. Por tanto; a fin de obtener condiciones

realistas de reacción, será necesario aumentar no solamente la temperatura sino también la sección transversal del sistema. Valores típicos actuales del radio de esta sección son del orden de 0.5 m, en tanto que para un reactor de potencia se estima que el radio deberá ser de 2-5 m.

Otro problema de consideración en relación con el plasma es su enfriamiento por efecto de impurezas provenientes de la pared, lo que puede constituir un serio obstáculo para alcanzar largos ciclos de operación. En este sentido, será necesario desarrollar sistemas adecuados para evitar, tanto como sea posible, la interacción plasma-pared.

Si bien existen numerosos problemas tecnológicos a resolver para obtener un reactor de fusión de potencia en base a este concepto, no parecen existir problemas particularmente críticos de los sistemas asociados al reactor que hagan dudar de la factibilidad técnica de su desarrollo. No obstante, desde un punto de vista económico, el desarrollo de la primera pared del reactor es un aspecto crítico, por cuanto de ser necesario su reemplazo en forma frecuente ( $\sim 1-3$  años), como resultado del daño producido por la intensa radiación de neutrones de fusión, el costo del sistema podría ser inaceptable. Actualmente se trabaja en forma activa en diferentes diseños de la pared y camisa del reactor, a fin de lograr extender el período de reemplazo a valores atractivos económicamente.

Se estima que los reactores basados en el concepto tokamak serán atractivos económicamente sólo como unidades de generación de alta potencia eléctrica ( $\sim 1000-5000$  MWe).

Actualmente, los tokamaks han producido plasmas con  $T_i \cong 1$  keV,  $n \sim 10^{14}$   $\text{cm}^{-3}$  y  $\tau \sim 10^{-2}$  seg. Para un reactor práctico, se requerirán temperaturas en exceso de 10 keV, concentraciones superiores a  $10^{14}$   $\text{cm}^{-3}$  y tiempos de confinamiento del orden del segundo. Las grandes máquinas propuestas para los futuros experimentos de fusión nuclear de confinamiento magnético se basan en el concepto tokamak. En este sentido, merece destacarse la construcción de diferentes sistemas experimentales: el Toroidal Fusion Test Reactor (TFTR) (U.S.A.), el T-20 (U.R.S.S.), el Joint European Torus (JET) (EURATOM) y el JT-60 (Japón), cuya operación está prevista para la década del 80, utilizando el ciclo D-T en condiciones próximas a las de umbral. El costo de construcción de cada máquina será del orden de 200 millones de Dls.

### 3.1.4. Confinamiento Inercial

a) *Calentamiento con Láser.* De acuerdo a este concepto, un pulso láser de gran intensidad y energía se hace incidir con un alto grado de simetría espacial y temporal sobre una pastilla esférica de combustible nuclear (D-T), de modo de calentar el mismo y producir la reacción de fusión en un tiempo más corto que el tiempo de expansión del material. La concentración inicial del combustible es típicamente del orden de  $10^{22} \text{ cm}^{-3}$  y su diámetro de 1 mm.

La Fig. 8 ilustra esquemáticamente las características de un reactor conceptual de confinamiento inercial y calentamiento con láser, para el ciclo D-T.

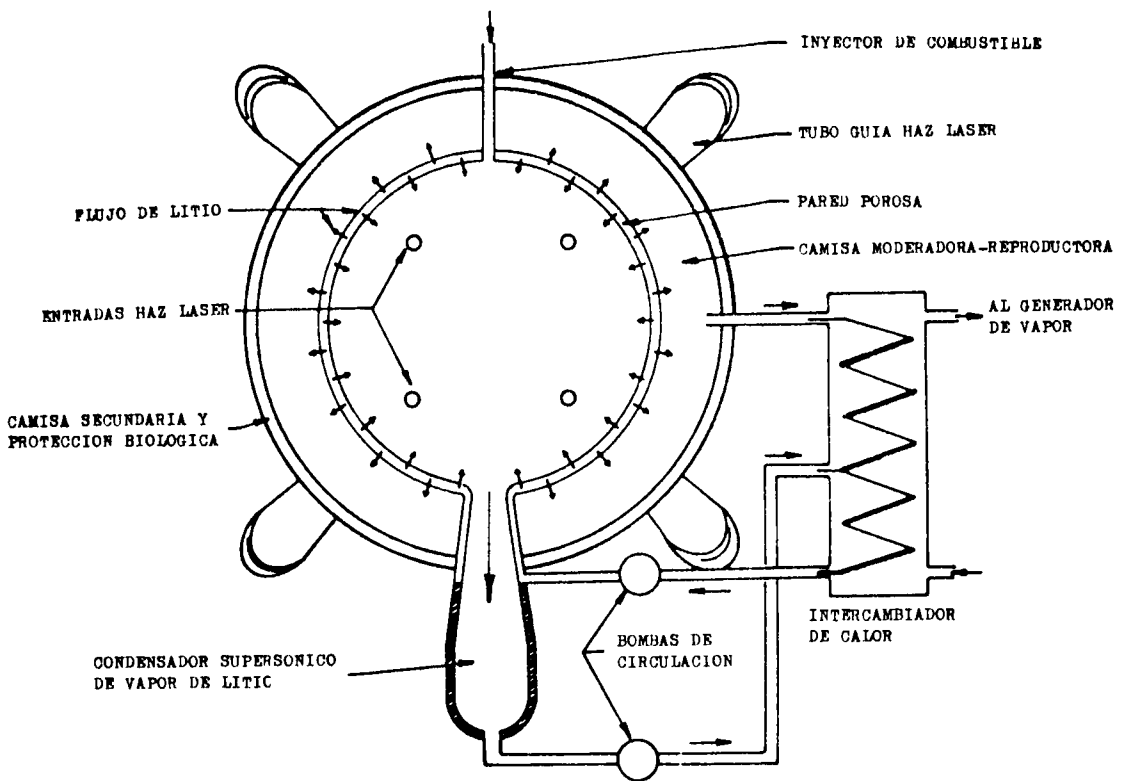


Figura 8. Reactor conceptual de confinamiento inercial y calentamiento con láser

La pastilla combustible se introduce a través de un conducto que penetra la pared del reactor y deberá ser guiada con gran precisión al punto de

convergencia de los múltiples haces láser de irradiación -que penetran también hasta la cámara de reacción a través de un sistema óptico especial- a fin de asegurar una adecuada uniformidad de iluminación sobre su superficie. La radiación calienta el combustible hasta la temperatura de reacción. La energía de fusión se recupera en la forma convencional, en base a una camisa moderadora y reproductora de tritio externa a la cámara de reacción, cuya pared es porosa y permite la formación de una delgada película de litio líquido sobre su cara interna, la cual absorbe parte de la energía de la microexplosión por ablación y protege la pared de un excesivo calentamiento superficial. La reacción termina cuando el plasma caliente se expande y enfría. El sistema es luego evacuado y comienza un nuevo ciclo.

La frecuencia de repetición será presumiblemente del orden de 10-100 Hz. El tiempo entre disparos dependerá en gran parte del tiempo necesario para evacuar la cámara de reacción hasta una presión lo suficientemente baja como para que la radiación láser pueda propagarse sin perturbaciones. En este sentido, de resultar este tiempo excesivamente largo, se considera la posibilidad de utilizar varias cámaras de reacción comandadas en forma sucesiva por el mismo láser.

A fin de lograr un tiempo de reacción adecuado, es necesario producir un plasma con una concentración del orden de  $10^{26} \text{ cm}^{-3}$ . Esta concentración es típicamente cuatro órdenes de magnitud mayor que la de la materia en el estado líquido y es característica de un cuerpo estelar. La factibilidad del desarrollo de un reactor de confinamiento inercial y calentamiento con láser se basa, fundamentalmente, en la posibilidad de comprimir y calentar adecuadamente la pastilla combustible hasta las condiciones de reacción. En particular, el calentamiento debe realizarse de modo de alcanzar la temperatura de reacción solamente en un núcleo central del plasma, de modo que sea la energía de fusión liberada en esta región la que lleve a ignición al resto de la masa combustible. Sólo en estas condiciones se cree posible lograr un balance energético positivo para un reactor de este tipo. Se estima, en base a cálculos teóricos, que es posible alcanzar las condiciones indicadas en base a un proceso de compresión ablativa isentrópica, utilizando un pulso láser de gran potencia y energía, cuya variación temporal de intensidad esté adecuadamente programada.

Uno de los aspectos atractivos del concepto inercial láser reside en la eliminación del sistema de generación del campo magnético, lo que confiere mayor simplicidad al reactor desde el punto de vista constructivo y de servicio. Para este tipo de reactores será posible adaptar la potencia de

salida a las necesidades.

Uno de los mayores problemas de este concepto, desde el punto de vista del plasma, es que el proceso de interacción entre la radiación láser y el plasma no está enteramente clarificado, por lo que no es posible calcular en forma precisa la eficiencia de transferencia de energía del láser al plasma y por tanto, calcular exactamente la potencia y energía requeridas del láser para lograr una compresión dada. De acuerdo al actual conocimiento del problema, se estima que será necesario disponer de un láser de  $\sim 10^6$  J por pulso, con una duración de pulso de  $10^{-9}$  -  $10^{-10}$  seg y una eficiencia de aproximadamente 5%, en el caso de un reactor comercial. Dado que la eficiencia de transferencia de energía es sensible a la longitud de onda utilizada, se estima que será necesario disponer de láseres que emitan en el visible o infrarrojo cercano.

Desde el punto de vista tecnológico, el mayor problema es al momento el desarrollo del láser adecuado. Los láseres de la actual generación ( $\text{CO}_2$  y vidrio neodimio) permiten al momento obtener energías del orden de  $10^3$  J, en un tiempo de  $\sim 10^{-9}$  -  $10^{-10}$  seg y con una eficiencia de  $\sim 1$ -0.2% respectivamente. Si bien se considera factible construir láseres de  $\text{CO}_2$  de la potencia requerida, no está enteramente demostrado que la larga longitud de onda ( $10.6 \mu\text{m}$ ) sea aceptable desde el punto de vista de interacción con el plasma. Nuevas experiencias en condiciones realistas, o bien el desarrollo de nuevos tipos de pastilla combustible aceptables económicamente ( $< 0.01$  Dlr/pastilla) podrían cambiar esta situación. Otros láseres de interés en vías de desarrollo son el láser de yodo (presumiblemente con excitación por impacto electrónico o bien fotolítica de alta eficiencia), el láser químico de HF, el de oxígeno atómico y los láseres de excímeros de Xe y óxidos de gases nobles. Los grandes láseres planeados para los futuros experimentos de interacción son el láser de neodimio de 10 kJ/0.5 nseg, del Laboratorio Lawrence Livermore, programado para 1978 y el láser de 100 kJ de  $\text{CO}_2$  del Laboratorio de Los Alamos (U.S.A.), programado para 1981.

Otro aspecto tecnológico de gran importancia es el desarrollo de pastillas combustibles, cuyo diseño favorezca la eficiencia de transferencia de energía en el proceso de interacción, de modo de poder minimizar la potencia y energía del láser, como asimismo reducir las exigencias en cuanto a forma temporal del pulso y longitud de onda de irradiación.

- b) *Calentamiento con Haz Electrónico Relativístico.* En este caso, la idea es esencialmente similar a la de calentamiento con láser, con

la diferencia de que la fuente de energía es un haz de electrones relativísticos (1-3 MeV de energía).

Igual que en el caso de calentamiento con láser, el proceso dinámico de interacción haz electrónico-pastilla es complejo y es objeto de intenso estudio al momento. Se estima que será necesario disponer de un haz de electrones con energía del orden de 1-3 MeV y corriente de 30-100 MA, en un pulso de 10-20 nseg de duración (1 MJ de energía por pulso, con potencia pico de  $\sim 10^{14}$  W).

El atractivo de esta alternativa, con respecto al calentamiento con láser, reside en la alta eficiencia de transferencia de la fuente de energía eléctrica al haz electrónico (típicamente  $\sim 30\%$ ) y en la relativa simplicidad de extender el rango de operación de las máquinas en existencia actualmente a los valores previstos para un reactor práctico. El actual estado de la tecnología permite alcanzar pulsos de 3 MJ de energía total, con una energía de haz de 15 MeV y 120 nseg de duración del pulso. Está en diseño en los Laboratorios Sandia (U.S.A.) un acelerador que permitirá reducir la duración del pulso a 25 nseg, con una energía de 200 kJ y 3 MeV de energía del haz.

### 3.2. Consideraciones sobre Materiales a Utilizarse en Reactores de Fusión Nuclear

La selección de materiales a utilizarse es uno de los problemas tecnológicos más relevantes asociados al desarrollo de los reactores de fusión.

Es importante destacar al respecto, que tanto las características operativas como la forma de extracción de energía de los reactores de fusión son diferentes a las de los reactores de fisión. Por tanto, se plantea la necesidad de encarar numerosos problemas de tecnología de materiales en condiciones de trabajo sobre las cuales no existe experiencia previa. En particular, en su mayor parte, el grado de conocimiento teórico de estos problemas es muy limitado, en tanto que no existen actualmente facilidades experimentales adecuadas para estudio de los mismos en condiciones realistas.

Como resultado de estas dificultades, no hay al momento una unidad de criterios en cuanto a las soluciones más favorables a adoptar en la elección de materiales para reactores de fusión. Esta diversidad de puntos de vista resulta evidente al analizar los distintos diseños conceptuales de reactores de fusión propuestos hasta el momento. (10)

### 3.2.1. Criterios de Selección de Materiales

Tal como hace notar Fraas, (10) los materiales estructurales y reproductores, los fluidos refrigerantes, el ciclo térmico y los sistemas de recuperación y contención de tritio están íntimamente relacionados, lo que establece un severo conjunto de condiciones de contorno que deben ser tenidas en cuenta en el diseño, en adición a los criterios individuales de selección de materiales.

Los criterios individuales para los materiales estructurales se basan en las siguientes consideraciones generales:

*Resistencia a la ablación y presión de vapor.* La primera pared del reactor debe soportar una elevada carga térmica, como resultado de absorción de energía por rayos x y bombardeo de partículas energéticas que escapan del plasma. Esta carga es del orden de  $0.2-0.6 \text{ MW/m}^2$ , de acuerdo al tipo de reactor considerado, asumiendo una intensidad de radiación neutrónica de  $1 \text{ MW/m}^2$ . A esta carga se agrega la energía resultante del calentamiento inducido por neutrones ( $\sim 0.01-0.1 \text{ MW/m}^2$ ) y la energía aportada por el plasma en expansión durante la fase de enfriamiento y neutralización al final del ciclo de combustión, en el caso de tokamaks y theta pinches ( $\sim 0.01-0.1 \text{ MW/m}^2$  y  $\sim 1 \text{ MW/m}^2$  respectivamente(4)).

Las partículas energéticas (iones y neutrones) producen también un proceso de erosión superficial de la primera pared.

Tanto el calentamiento como la erosión superficial liberan impurezas, que contaminan y enfrían el plasma. Por tanto, es importante utilizar en este caso materiales de baja presión de vapor y alta resistencia a la ablación.

*Daño estructural por radiación neutrónica.* La primera pared del reactor deberá soportar una carga neutrónica del orden de  $1 \text{ MW/m}^2$ . Los neutrones atraviesan la primera pared y materiales estructurales adyacentes sin mayor atenuación. No obstante, producen dislocaciones atómicas y desintegraciones en los mismos. Como resultado de las desintegraciones, se liberan partículas (protones, partículas  $\alpha$ ) que pueden formar átomos gaseosos (hidrógeno, helio) y posteriormente burbujas de alta presión. Tanto las dislocaciones atómicas como la formación de gas y transmutaciones de los elementos de aleación tienden a reducir la resistencia estructural de los materiales utilizados. Este problema es de consideración, particularmente

desde el punto de vista económico, por cuanto un reemplazo demasiado frecuente de componentes estructurales -especialmente si se trata de la primera pared- podría determinar un costo inaceptable para los reactores de fusión.

Deben buscarse, por tanto, materiales estructurales en donde estos efectos sean mínimos.

*Propiedades de soldadura.* La primera pared debe ser estanca, a fin de separar efectivamente los materiales de la camisa de la región evacuada que rodea al plasma confinado.

Dado que la pared y la estructura estarán sometidas a tensiones térmicas originadas por gradientes de temperatura, es importante utilizar materiales con buenas propiedades de soldadura y buena ductilidad en la región de soldadura, a fin de evitar grietas y pérdidas de estanqueidad.

*Compatibilidad de materiales.* Los materiales estructurales deben ser compatibles con los fluidos refrigerantes y materiales fértiles de la primera camisa del reactor.

Los requisitos de compatibilidad determinan la máxima temperatura de operación de los materiales estructurales y esto, a su vez, determina el tipo de ciclo termodinámico de conversión de energía. Desde el punto de vista de eficiencia de conversión, es deseable una temperatura de operación tan alta como sea posible.

*Activación neutrónica.* La radiación neutrónica induce actividad en los materiales del reactor, la cual es máxima en los componentes estructurales y particularmente sobre la primera pared. Es deseable, por tanto, utilizar materiales estructurales de bajo nivel de activación y de corta duración del período de actividad, a fin de reducir los problemas de almacenamiento de componentes fuera de servicio, el problema de calor residual y asegurar un mínimo impacto ambiental para reactores de este tipo en caso de accidente.

*Costo y disponibilidad.* Es deseable utilizar materiales económicamente atractivos y para los cuales existe una industria de producción ya establecida o de demostrada factibilidad y para los cuales la utilización masiva en el futuro no plantee problemas de disponibilidad debido a reservas inadecuadas.

En el caso de materiales moderadores, fértiles y refrigeradores, deben tenerse en cuenta aspectos tales como:

*Estabilidad térmica y neutrónica.* Los materiales no deben descomponerse como resultado de temperatura o radiación neutrónica.

*Permeabilidad de tritio.* El tritio producido debe poder escapar rápidamente por difusión del material reproductor, a fin de facilitar su extracción y mantener un mínimo inventario de tritio en el reactor.

*Compuestos hidrogenados o deuterados.* Los materiales de la camisa reproductora y moderadora no deben contener hidrógeno o deuterio, a fin de evitar su mezcla con el tritio lo que dificultaría su extracción en forma pura.

Con respecto a estos materiales, rigen las mismas consideraciones con respecto a activación neutrónica, compatibilidad, costo y disponibilidad que en el caso de materiales estructurales.

La importancia relativa de los criterios enunciados depende en gran parte del tipo de reactor de fusión considerado. Más aún, algunos de los sistemas en desarrollo presentan en adición requisitos particulares, de acuerdo a sus propias características de operación. Así, por ejemplo, deben utilizarse materiales superconductores para inductores, aisladores (the ta pinch), y aleaciones no magnéticas en el caso de sistemas de confinamiento magnético, y aleaciones estructurales de alta resistencia a la fatiga, ventanas ópticas y espejos en el caso de reactores de tipo inercial láser.

### 3.2.2. Posibles Materiales a Utilizarse

*Primera pared y elementos estructurales de la camisa.* El diseño de la primera pared es uno de los mayores desafíos tecnológicos asociados al desarrollo de los reactores de fisión. Se consideran actualmente diferentes materiales estructurales, a saber:

- acero inoxidable (tipo austenítico: 304, 316, etc.)
- Aleaciones de níquel (PE-16, Inconel, Incoloy, etc.)
- Materiales refractarios (V, Nb, Mo, o aleaciones)
- Aleaciones de aluminio (SAP)
- Materiales cerámicos (SiC, C)

Los aceros, aleaciones de níquel y materiales refractarios son prácticamente mandatorios de utilizarse litio líquido o sus sales como elemento fértil y/o refrigerante, aunque en general, salvo en el caso del vanadio, presentan un problema considerable de actividad, comparable cuantitativamente al de los actuales reactores de fisión si bien de menor impacto ambiental. Por el contrario, las aleaciones de aluminio y los materiales cerámicos son atractivos precisamente por su baja actividad y su alta velocidad de decaimiento (en el caso del SiC, la actividad decae en un período de horas, en tanto que para SAP el período de decaimiento es del orden de semanas). En este caso, razones de compatibilidad de materiales sugieren la conveniencia de utilizar helio presurizado como refrigerante y compuestos sólidos (LiAl, LiAlO<sub>2</sub>) para reproducción de tritio.

Indicaremos brevemente las ventajas y problemas de cada uno de los materiales indicados.

Los aceros inoxidable, principalmente los tipos 304 y 316, son atractivos por costo y disponibilidad, por la existencia de una industria manufacturera experimentada y por sus excelentes características de soldadura. Se considera que poseen una adecuada resistencia al daño superficial y daño neutrónico, si bien son apreciablemente inferiores a las aleaciones refractarias en este sentido. Su compatibilidad con litio líquido exigiría una temperatura máxima de operación de ~ 500 C. Desde el punto de vista de actividad residual, presentan un problema relativamente serio de radionucleidos de larga vida media (<sup>55</sup>Fe, <sup>54</sup>Mn, <sup>60</sup>Co) que exigirían períodos de almacenamiento de al menos 50 años antes de poder reciclar los materiales.(4)

El panorama general con respecto a aleaciones de níquel es similar al de los aceros inoxidable. Las aleaciones de interés en este caso son el Incoloy (típicamente 50% Fe, 30% Ni, 20% Cr y pequeñas cantidades de C), Inconel (típicamente 76% Ni, 16% Cr, 8% Fe y pequeñas cantidades de C, Cu, Mn, Si) y PE-16 (43% Ni, 35% Fe, 17% Cr, 3% Mo, 1% Ti, 1% Al).

En el caso de materiales refractarios, el panorama no es muy uniforme. En general, se considera que los materiales refractarios serán utilizados bajo la forma de aleaciones tales como Nb-1%Zr, V-20%T o TZM (aleación de Mo-Ti-Zr-C), en lugar de metales puros.

Las aleaciones de Nb están respaldadas por una industria de manufactura ya establecida que podría satisfacer adecuadamente las necesidades estructurales para reactores de fusión. Estas aleaciones también son las más resistentes en cuanto a daño superficial y daño neutrónico. La gran desventaja

ja de este material es su largo período de actividad ( $^{94}\text{Nb}$ , vida media:  $2 \times 10^4$  años) que presenta un problema de almacenamiento análogo al de de chos radioactivos de reactores de fisión. Una alternativa atractiva en es te sentido es la utilización de vanadio, que permitiría construir estructuras de mínima actividad. Uno de los mayores problemas en el caso del vanadio es el de la incógnita que plantea la carencia de una industria manufacturera ya desarrollada y el pobre grado de conocimiento del comportamiento de aleaciones de vanadio bajo las condiciones de interés. En el caso de molibdeno y tungsteno, existen serias dificultades de ductilidad de soldadura que deben ser resueltas, antes de que los mismos puedan recibir seria consideración como candidatos estructurales.

En general, todos los materiales refractarios son atractivos desde el punto de vista de compatibilidad con litio y sus sales y sería posible alcanzar temperaturas de  $\sim 1000$  C, lo que permitiría utilizar ciclos termodinámicos de alta temperatura.

Las aleaciones de aluminio son atractivas por su baja actividad, bajo costo y disponibilidad. SAP (Sintered Aluminum Product) es una aleación de 90% Al y 10%  $\text{Al}_2\text{O}_3$ , típicamente, cuya temperatura de operación está limitada a 300-400 C. La pobre compatibilidad de este material con litio y sus sales fundidas exigiría utilizar helio como refrigerante y materiales sólidos para reproducción ( $\text{LiAl}$ ,  $\text{LiAlO}_2$ , por ejemplo). Esto implica utilizar litio altamente enriquecido en  $^6\text{Li}$  y Be para multiplicación de neutrones, a fin de alcanzar relaciones de reproducción de tritio aceptables. Considerando el costo y disponibilidad de Be, esto puede ser una desventaja.

Finalmente, están los materiales cerámicos, de los cuales SiC es el que ha recibido mayor atención, en virtud de su mínima actividad y corto período de activación, posibilidad de operación a alta temperatura ( $>1000$  C), costo y disponibilidad. En adición, por su bajo Z, es atractivo desde el punto de vista del plasma, para minimizar las pérdidas radiativas asociadas a impurezas.

La fragilidad de este tipo de materiales es una de sus mayores desventajas, particularmente considerando que la estructura deberá soportar alta presión y esfuerzos de expansión.

*Materiales reproductores.* El litio líquido tiene la ventaja de cumplir simultáneamente funciones de reproducción y refrigeración, por su excelente conductividad térmica. En adición, el litio natural permitiría alcan

zar un adecuado factor de reproducción sin necesidad de enriquecimiento en  $^6\text{Li}$  o adición de Be. Además, el litio es resistente a daño neutrónico y posee baja actividad inducida como resultado de radiación de neutrones.

Las desventajas de litio líquido resultan de problemas de compatibilidad -particularmente con los materiales de mínima actividad nuclear- y de efectos magnetohidrodinámicos que dificultan su circulación, en el caso de reactores de confinamiento magnético, en virtud de su condición de conductor de electricidad. En adición, presenta el riesgo de incendio, lo que es un serio factor de consideración desde el punto de vista de seguridad ambiental.

Otro aspecto de consideración es el de extracción de tritio del litio líquido, lo que exigirá una concentración de tritio presumiblemente superior a 10 ppm. Dada la gran masa de litio requerida por un reactor de fusión, este requisito implica que el inventario de tritio de la camisa del reactor podrá alcanzar valores apreciables, del orden de algunos kilogramos. Esto es indeseable, tanto desde el punto de vista económico como de seguridad.

La utilización de sales fundidas de litio ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ , denominado "FLIBE") es una alternativa al uso de litio líquido. FLIBE elimina el riesgo de incendio y simplifica el problema de extracción de tritio, si bien desde el punto de vista de reproducción es un elemento marginal, por lo que podría ser necesario utilizar berilio para multiplicación de neutrones. En adición, FLIBE tiene pobres características como conductor térmico y es susceptible de transmutaciones, como resultado de radiación neutrónica, lo cual puede producir problemas de corrosión en materiales estructurales. Problemas de corrosión pueden resultar también de efectos galvánicos, al moverse la sal fundida (electrolito) en un campo magnético.

Un concepto atractivo desde el punto de vista de mínimo inventario de tritio y de litio resulta de utilizar materiales reproductores sólidos, tales como  $\text{LiAl}$ ,  $\text{LiAlO}_2$  y  $\text{Li}_2\text{O}$ . Este tipo de materiales permitiría en principio drásticas reducciones -casi dos órdenes de magnitud- en el contenido de litio y tritio de la camisa y además, podrían soportar altas temperaturas adecuadamente y reducirían considerablemente los problemas de compatibilidad de materiales.

Uno de los problemas de consideración para este tipo de materiales es el de extracción de tritio. En principio, el tritio producido escaparía por difusión del material sólido, pero es incierto al momento si luego del proceso de sinterización, como resultado de elevadas temperaturas, la difu-

sión de tritio podrá ocurrir con la velocidad requerida. Otros aspectos desfavorables resultan de la necesidad de enriquecer el litio en  ${}^6\text{Li}$  (en algunos casos se requiere 90% de enriquecimiento) y la necesidad de utilizar Be a fin de alcanzar factores de reproducción adecuados.

El agotamiento del litio del material reproductor sólido puede exigir su reemplazo periódico. En el caso de  $\text{LiAlO}_2$  se estima que el tiempo de reemplazo podría ser de 2 años, en tanto que para  $\text{LiAl}$  se estima posible alcanzar períodos de hasta 30 años sin reemplazo del material reproductor.

*Materiales refrigerantes.* Como se indicara anteriormente, el litio líquido es uno de los candidatos de interés, por su doble función refrigeradora-reproductora. Los problemas y ventajas de este elemento ya han sido discutidas. Desde el punto de vista de refrigeración, debe recalcarse el problema de resistencia magnetohidrodinámica a la circulación del fluido, particularmente en zonas en donde se requiere una alta velocidad de circulación, tal como la primera pared del reactor, lo que puede ser un serio obstáculo para su utilización como refrigerante.

Este problema no se presenta de utilizar FLIBE, pero éste tiene la desventaja de su baja capacidad de transferencia de calor en comparación con el litio líquido.

La utilización de otros metales líquidos tales como K, Na y NaK tiene las mismas ventajas del empleo del litio, y en adición, su costo es menor. Sin embargo, adolecen de los mismos problemas de resistencia magnetohidrodinámica a la circulación y poseen una actividad apreciable.

La utilización de agua liviana como refrigerante es atractiva por razones económicas. No obstante, de utilizarse litio como reproductor, se presenta el serio problema de riesgo de incendio. La difusión de tritio al refrigerante plantearía un serio problema de contaminación, en virtud de la dificultad de separación de tritio del agua. En adición, la utilización de agua limitaría la temperatura de operación del ciclo termodinámico, lo que también es indeseable.

Finalmente, existe la posibilidad de utilizar helio como refrigerante. Helio es particularmente atractivo para enfriamiento de estructuras de baja actividad (SAP, SiC, C), en donde la compatibilidad con metales líquidos es un problema. En particular, el helio podría utilizarse con acero inoxidable, molibdeno y aleaciones de níquel hasta temperaturas pico de  $\sim 800$  C. Otras ventajas del helio son su baja actividad inducida, ausencia de problemas

magnetohidrodinámicos de circulación y relativa facilidad para separación del tritio que pase a la corriente refrigeradora por difusión.

Dada la baja densidad del helio, será necesario utilizar gas a alta presión ( $\sim 50$  atm) en múltiples tubos refrigerantes. Las altas presiones y la fragilidad de materiales inducida por radiación de neutrones presenta el problema de posibles pérdidas de gas en este tipo de sistemas. En adición, la existencia de impurezas (principalmente oxígeno) limitaría la temperatura de operación de helio con metales tales como niobio y vanadio y sus aleaciones a temperaturas de  $\sim 500$  C.

*Materiales moderadores/reflectores.* En sistemas que utilicen litio líquido o FLIBE como refrigerante-reproductor, los mismos actuarán también como elementos moderadores. De no ser suficiente la acción moderadora de los materiales reproductores, puede recurrirse a moderadores/reflectores auxiliares, tales como grafito o berilio.

El grafito aparece como el candidato más atractivo por sus propiedades específicas, costo y disponibilidad. La utilización de berilio ha recibido alguna consideración, pero en general se lo descarta por cuestiones de disponibilidad, costo, fragilidad y dificultades de fabricación.

*Escudo protector del inductor superconductor.* La radiación de neutrones y fotones sobre los materiales superconductores puede producir un aumento de su resistencia eléctrica, con la consiguiente pérdida de eficiencia de confinamiento, como así también una alteración de las propiedades dieléctricas y mecánicas de los aislantes eléctricos y una alteración de propiedades mecánicas de los materiales estructurales. Por tanto, es importante proveer un escudo protector, o camisa secundaria, que atenúe la radiación  $\gamma$  y radiación neutrónica que incide sobre el inductor.

En general, para este escudo se considera el uso de materiales tales como plomo para atenuación de radiación  $\gamma$ , y carburo de boro, grafito y agua boratada para atenuación de neutrones. También se considera la utilización de acero inoxidable y concreto como materiales del escudo.

*Inductores magnéticos.* En general, se utilizarán inductores superconductores, a fin de lograr un adecuado balance energético en sistemas de confinamiento magnético. En este caso, se considera el uso de aleaciones tales como NbTi, para valores de inducción magnética de hasta  $\sim 80$  kG, y Nb<sub>3</sub>Sn o V<sub>3</sub>Ga para inducciones en el rango de  $\sim 90$ -160 kG. Los superconduc-

tores estarán refrigerados por helio líquido. Para inductores comunes, se considera la utilización de cobre o aluminio.

### 3.2.3. Disponibilidad de Materiales

Es importante considerar finalmente, la disponibilidad de materiales desde el punto de vista de existencia de reservas y de los requisitos industriales que plantearía la utilización masiva de los mismos en reactores de fusión.

La Tabla I resume los materiales de interés, de acuerdo a la discusión precedente.

Pueden hacerse los siguientes comentarios: (11)

- No se anticipan problemas de producción o de reservas en el caso de utilizarse aceros inoxidables o aleaciones de níquel como elementos estructurales.
- En el caso de materiales refractarios, será necesaria una expansión de la capacidad de producción en todos los casos y en particular, para vanadio, será necesario desarrollar una industria de producción, dado que la misma es virtualmente inexistente. No obstante, esto se considera factible tecnológicamente. No se anticipan problemas de reservas, si bien, en general, será necesario incrementar la exploración de nuevos yacimientos.
- En el caso de aluminio (SAP), será necesario aumentar considerablemente la capacidad de producción. Requisitos de alta pureza para estructuras de mínima actividad exigirán el desarrollo de nueva tecnología. No se anticipan problemas de disponibilidad de reservas.
- En el caso de litio, si bien no se prevén problemas de reservas, será necesario incrementar la exploración de yacimientos y lograr una fuerte expansión de la industria de producción y, eventualmente, de enriquecimiento.
- Para helio, deberá lograrse una gran expansión de la producción. La extracción de helio de gas natural será posible por un período limitado y a un costo cada vez mayor. La extracción de helio de la atmósfera puede ser necesaria a largo plazo y el costo y la demanda de energía de este proceso pueden resultar un serio problema.
- En el caso de berilio, la disponibilidad y el costo pueden ser un problema de consideración, en caso de utilización intensiva. Una ex

### *Materiales Estructurales*

- Acero inoxidable (tipo austenítico: 304, 316, etc.)
- Aleaciones de níquel (Inconel, Incoloy, PE-16, etc.)
- Materiales refractarios (V, Nb, Mo o aleaciones)
- Aleaciones de aluminio (SAP)
- Materiales cerámicos (SiC, C, etc.)

### *Materiales Fértiles*

- Litio natural líquido
- Sales fundidas de litio ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ )
- Compuestos sólidos metálicos ( $\text{LiAl}$ ,  $\text{LiAlO}_2$ )
- Compuestos cerámicos ( $\text{Li}_2\text{O}$ ,  $\text{Li}_2\text{C}_2$ )

### *Materiales Moderadores*

- Los mismos materiales fértiles
- Grafito
- Berilio

### *Refrigerantes*

- Metales líquidos (Li, K, Na, NaK)
- Sales fundidas de Li
- Helio gaseoso

### *Materiales para Multiplicación de Neutrones*

- Berilio

### *Escudo Protector del Inductor*

- Plomo
- Grafito
- Agua boratada
- Carburo de boro
- Acero inoxidable
- Concreto

### *Inductores Magnéticos*

- Aleaciones superconductoras de NbTi,  $\text{Nb}_3\text{Sn}$  y  $\text{V}_3\text{Ga}$  refrigeradas con helio líquido
- Cobre y aluminio para inductores normales

### *Otros Materiales*

- Concreto para obras públicas
- Mercurio para bombas difusoras de vacío

TABLA I: Materiales de posible utilización en reactores de fusión.

pansión de la actual capacidad de producción será necesaria.

- En general, no se anticipan mayores problemas de reservas o de producción para los restantes materiales indicados en la Tabla I, si bien, en casi todos los casos, será necesario lograr una expansión de la actual capacidad de producción.

Puede concluirse de este análisis que no existen mayores impedimentos para el desarrollo masivo de la fusión nuclear como recurso energético desde el punto de vista de producción industrial de materiales y de sus reservas. Presumiblemente, las limitaciones indicadas en el caso de Be y He, por ejemplo, resultarán en diseños que hagan un mínimo uso de estos elementos y favorezcan soluciones alternativas al uso de los mismos.

Con respecto a la cuestión de materiales en sí, es evidente que los estudios están todavía en una etapa embrionaria en la cual, si bien se han identificado los problemas básicos y sugerido soluciones alternativas, existe todavía un amplio margen para innovaciones y nuevos desarrollos. En este sentido, pueden citarse posibilidades tales como la protección de la primera pared con un escudo o cortina no estructural de grafito para reducir el daño neutrónico y alargar su período útil de vida. Esta alternativa sería también atractiva desde el punto de vista del plasma, por el bajo Z del material del escudo. También está abierta la posibilidad de modelar la distribución de temperatura a lo largo del radio de la camisa de acuerdo a la intensidad de radiación neutrónica, de modo que la temperatura de trabajo de los materiales estructurales sea la óptima para una máxima vida útil.

Es de esperar una actividad cada vez mayor en este tema y en particular, con el advenimiento de reactores de prueba de fusión, del tipo TFTR, que operarán utilizando D-T como combustible, será posible contar con sistemas experimentales que permitan estudiar el problema de materiales en condiciones más adecuadas y realistas.

#### 4. CONCLUSIONES

Los estudios tendientes al desarrollo de un reactor de fusión nuclear han progresado considerablemente, al punto que el campo de actividades, que en un comienzo estaba centrado en los aspectos de calentamiento y confina-

miento del plasma, se ha extendido a otros aspectos, ya más específicos de la ingeniería del reactor, tales como por ejemplo el estudio de problemas de materiales estructurales, diseño de la camisa del reactor, sistemas de calentamiento, etc.

No obstante, la factibilidad científica del desarrollo del reactor no ha sido establecida todavía y el estado de las distintas tecnologías en estudio y el grado general de conocimiento sobre el comportamiento del plasma está aún en una etapa que no permite conocer cuál de las diferentes alternativas en estudio será o serán las adoptadas en los primeros reactores comerciales, ni cual será la más conveniente a largo plazo.

Al analizar los conceptos más promisorios, resulta evidente que todavía queda por delante un considerable esfuerzo de investigación y desarrollo hasta demostrar la factibilidad científica de los distintos sistemas y uno aún mayor hasta alcanzar el nivel de reactor de potencia. Puede concluirse que en todos los sistemas considerados subsisten problemas o interrogantes con respecto a la estabilidad y condiciones del plasma confinado que deben ser adecuadamente resueltos. Existen además numerosos problemas de ingeniería del reactor, cuya solución exigirá el desarrollo de nueva tecnología. En particular, deberá demostrarse la factibilidad y aceptabilidad de costo de algunos sistemas críticos, tales como la fuente de almacenamiento y transferencia de energía magnética de alta eficiencia del theta pinch, el sistema de conversión directo del espejo magnético, la pared de la cámara de reacción del tokamak y otros sistemas, los generadores de haces neutros de alta energía y eficiencia como asimismo los láseres y haces electrónicos relativísticos de iguales características.

La nueva generación de máquinas experimentales que acaban de entrar en operación o que están próximas a hacerlo -fundamentalmente los tokamaks PLT, DOUBLET III, PDX (U.S.A.) y T-10 (U.R.S.S.), entre otros, y los grandes láseres experimentales en construcción- permitirá aproximar las características del plasma a las condiciones de umbral y aclarar considerablemente el panorama actual.

Desde un punto de vista local, es evidente que de ser factible el desarrollo de los reactores de fusión nuclear, los mismos podrán jugar un papel dominante en el futuro panorama energético de Argentina, desde el punto de vista de suministro centralizado de potencia. Un ejemplo ilustrativo de orden de magnitud del potencial energético de este recurso lo da el hecho de que las reservas de deuterio en agua de mar sobre la plataforma continental argentina permitirían alimentar energéticamente una población de

200 millones de habitantes a un ritmo de 20 kW(t) en forma continua -dos veces el actual estandar norteamericano- por un espacio de tiempo superior al millón de años, en base a reactores de fusión operando en el ciclo D-D.

Por tanto, es recomendable mantener en Argentina tareas permanentes de prospección de la evolución de la fusión nuclear a nivel internacional, con miras a poseer una adecuada capacidad de decisión con respecto a la implementación de este recurso en el país -de demostrarse su factibilidad- y en forma complementaria, fomentar tareas de investigación básica en temas relevantes a la fusión nuclear y tecnologías asociadas.

La Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) es el organismo de control programático de las distintas actividades nucleares en la Argentina.

Los programas sobre fusión nuclear y física del plasma en vías de ejecución en el país tienen por objeto el estudio de sistemas toroidales de confinamiento magnético de tipo pinch difuso -el tokamak es uno de sus representantes más significativos- y de sistemas de confinamiento inercial con calentamiento por láser. Estos programas son de interés desde el punto de vista de formación de recursos humanos e infraestructura de base y entre ambos cubren las dos líneas de trabajo más promisorias al momento para el desarrollo de reactores de fusión.

El estudio de sistemas toroidales de confinamiento magnético está a cargo del Departamento de Prospectiva y Estudios Especiales de la CNEA. Este programa comenzó en el año 1977 y su objetivo es el desarrollo tecnológico de máquinas toroidales y su utilización para estudios de calentamiento y confinamiento de plasmas.

El estudio de sistemas inerciales con calentamiento en base a láseres está a cargo del Laboratorio de Física del Plasma de la Facultad de Ciencias Exactas y Naturales de la Universidad de Buenos Aires. Este grupo está actualmente en vías de elaboración de un programa de trabajo experimental que se basará en la utilización de un láser de CO<sub>2</sub> tipo TEA para calentamiento de plasmas. Por otra parte, el laboratorio cuenta con un equipo de plasma focus (1 kJ en funcionamiento, 30 kJ proyectado) que es utilizado para investigación básica y formación de personal.

En adición, en el Centro Atómico Bariloche de la CNEA se realizan estudios experimentales de simulación de daño neutrónico, sobre materiales estructurales de potencial interés para reactores de fusión.

Finalmente, el Grupo Láser del Instituto de Investigaciones Científi-

cas y Técnicas de las Fuerzas Armadas (CITEFA) está desarrollando láseres de CO<sub>2</sub> tipo TEA, como resultado de un convenio con la CNEA para el estudio y construcción de láseres de interés nuclear. Al momento, ya se ha producido un oscilador que emite pulsos de 10 J/200 nseg. Será factible reducir la longitud del pulso a  $\sim 1$  nseg en base a técnicas de "mode-locking" y utilizar esta unidad con módulos amplificadores a fin de obtener pulsos de mayor potencia y energía. En este sentido, se proyecta la construcción de un nuevo oscilador de 35 J/200 nseg, el cual será utilizado alternativamente como etapa amplificadora para el oscilador indicado anteriormente. Estos láseres serán de gran interés para estudios relevantes al concepto inercial-láser.

R E F E R E N C I A S

- 1) V.A.MARONI, E.J.CAIRNS, F.A.CAFASSO, "A Review of the Chemical, Physical and Thermal Properties of Lithium that are Related to its Use in Fusion Reactors", Rept. ANL-8001, (1973).
- 2) A.M.WEINBERG, R.P.HAMMOND, "Global Effects of Increased Use of Atomic Energy", 4th International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, 1, p.171, A/CONF.49/P/033, (1971).
- 3) J.P.HOLDREN, "Safety and Environmental Aspects of Fusion Reactors", Trans. American Nuclear Soc., 24, p.32, (1976).
- 4) D.STEINER, "The Technological Requirements for Power by Fusion", Proc. IEEE, 63, p.1568, (1975) y Nuclear Science and Engineering, 58, p.107, (1975).
- 5) R.F.POST, "Nuclear Fusion by Magnetic Confinement", Astronautics and Aeronautics, p.50, (agosto, 1973).
- 6) R.GILLETTE, "Laser Fusion: an Energy Option, but Weapons Simulation is First", Science, 188, p.30, (4 abril, 1975).
- 7) "Fusion Power by Magnetic Confinement", U.S.A. Atomic Energy Commission, CFR Div., Rept. WASH-1290, (1974).
- 8) "A.E.C. Laser and Electron Beam Programs: Five Year Plan, FY 1976 - FY 1980" Rept. WASH-1363, (1974).
- 9) F.L.RIBE, "Fusion Reactor Systems", Revs. of Modern Physics, 47, p.7, (1975).
- 10) A.P.FRAAS, "Comparative Study of the More Promising Combinations of Blanket Materials, Power Conversion Systems and Tritium Recovery and Containment Systems for Fusion Reactors", Oak Ridge Rept. ORNL-TM-4999, (1975).
- 1) G.S.ALLISON, "Assessment of Materials needs for Fusion Reactors", Batelle Pacific Northwest Labs. Rept. BNWL-1933/UC-20, (1976).