

Reactores de energía nuclear
Autor: paritto
1994

En este artículo se trata de explicar los fenómenos fundamentales que ocurren en los reactores nucleares, tanto de fisión como de fusión. Tres características distinguen esencialmente al reactor nuclear de otra instalación industrial o científica comparable

- a) La extraordinaria pureza de los materiales empleados (indispensable para evitar interacciones con las partículas y, especialmente, la absorción de neutrones), la pulcritud y la perfección de las operaciones metalúrgicas de trabajo de los metales, principalmente de las soldaduras.
- b) El grado elevado de automatismo impuesto por la imposibilidad de acceso al interior de los reactores una vez que han comenzado a funcionar.
- c) El sinnúmero de precauciones y de medidas de seguridad que se adoptan en razón del peligro que representaría la explosión del reactor, la diseminación de sustancias radioactivas o las simples fugas de las mismas en el interior de los locales.

Entre otras medidas de seguridad

- a) La depresión que se crea en los lugares para evitar la contaminación de la atmósfera.
- b) La multiplicación de los detectores de radioactividad en torno a los reactores, así como el uso permanente por el personal de placas sensibles a las radiaciones que indican la irradiación eventual.
- c) La descontaminación de los aparatos y locales radioactivos.
- d) La inserción de los desechos en bloques de hormigón que son enterrados profundamente o sumergidos en el mar a grandes profundidades.

Con el nombre de *Reactor de Potencia* se designa el reactor destinado a suministrar energía aprovechable para producir electricidad o calor (calefacción urbana, desalazón del agua de mar mediante destilación, etc.) Respecto a las centrales eléctricas, la potencia de las mismas puede ser expresada por dos magnitudes: (1) el equivalente en vatios de la energía calórica

desprendida en el reactor, (2) los vatios realmente disponibles a la salida de los alternadores. Así, la potencia térmica de la central norteamericana de Dresden es de 627 MW y su potencia eléctrica es de 180 MW. La razón entre ambas potencias expresa el *Rendimiento* de la central, en este caso, 28.7%.

El criterio esencial para determinar el tipo de central más conveniente en cada caso es el precio del costo del kilovatio-hora, que se calcula teniendo en cuenta el coste inicial de la central, el precio del combustible, los salarios y otros gastos. Para una misma potencia, la construcción de una central térmica es dos o tres veces más barata que la de una hidroeléctrica o nuclear. No obstante, la central térmica consume más combustible costoso y la central nuclear acarrea muchos gastos. Por consiguiente, en el estado actual de la técnica, la central hidroeléctrica es la más rentable, sin embargo, la ventaja de las centrales nucleares en los lugares desprovistos de combustible natural y de saltos de agua reside, en el escaso combustible nuclear, o sea, la cantidad de uranio consumido, pues cada carga puede durar varios años. Además, ciertos reactores producen más material fisil que el que consumen como veremos posteriormente.

Reactor de fisión

Un reactor nuclear de fisión, es un sistema muy complejo en el cual se realiza la reacción en cadena de manera controlada para un fin determinado: obtención de energía eléctrica, calor, isótopos.

Existen diferentes tipos de reactores de fisión (comunmente conocidos como familias) que han sido o que se están desarrollando actualmente a nivel industrial. Entre los más importantes reactores de uranio natural y grafito existen los de

- a) Agua ligera
- b) Agua pesada
- c) Alta temperatura
- d) Neutrones rápidos

Cada uno de ellos tiene sus ventajas y desventajas pero los que prometen más son los de neutrones rápidos y de alta temperatura por las razones que se explicarán más adelante. Por el momento, mostraremos muy brevemente los fenómenos fundamentales que ocurren en un reactor de fisión de grafito y como afectan en su rendimiento. Los motivos que nos llevan a esto, es la relativa simplicidad de su funcionamiento y por su relevancia histórica, pues este tipo de reactor fue el primero en desarrollarse. Además de que comprendiendo su funcionamiento se puede entender el funcionamiento de los otros.

Reactor de uranio natural y grafito

Se encontró que la manera más idónea para controlar la reacción en cadena, consiste en colocar el uranio natural en barras delgadas igualmente espaciadas y sumergidas en un material conocido como *moderador*. Ya en un reactor de fisión, este moderador permite que los neutrones provenientes de una barra alcancen a las demás e interactúen con los núcleos de uranio al restarles velocidad. A este tipo de reactor se conoce bien como de *neutrones lentos*. De esta manera, se

obtiene un medio en el cual los neutrones se difunden. Esta difusión de neutrones depende principalmente de tres cosas: del material, que atraviesan, de las velocidades que posean y de su número.

comencemos por analizar qué le sucede a un haz de neutrones al penetrar en un material cualquiera de espesor X . Supongamos que el haz es cilíndrico con área transversal S y que posee una intensidad I (número de neutrones por centímetro cuadrado por segundo). Por los choques con los núcleos del material, esperaríamos que el haz disminuyera su intensidad en dI al introducirse una cantidad dX . así $dI \propto dX$. Pero la pérdida de intensidad es proporcional también al número de átomos en el material.

así, si N_0 es el número de átomos por unidad de volumen del material, esto es

$N_0 = \# \text{ de átomos} / dV = \# \text{ de átomos} / S dX$ entonces

$\# \text{ de átomos} = N_0 S dX$

Esto no es todo, este número hay que multiplicarlo por la probabilidad de que el neutrón choque con los núcleos (no siempre lo hace). A esta probabilidad se le designa como sección eficaz que se representa como σ

$[\sigma] = \text{burns} = 10^{-24} \text{ cm}^2, (\# \text{ de átomos})_r = N_0 S dX \sigma$

Por lo tanto se plantea la ecuación diferencial

$$dI / N_0 S dX \sigma = - I / S \text{ entonces } I = I_0 e^{-N_0 \sigma X} \quad (I)$$

donde I_0 es la intensidad inicial.

Es importante explicar el significado físico de σ . como sabemos, toda partícula tiene asociada una función de onda Ψ que nos muestra su comportamiento. También sabemos que todos los procesos subatómicos ocurren de manera probabilística; en el caso del neutrón.

Cuando este interactúa con un núcleo su destino está indeterminado. Básicamente puede ocurrir lo siguiente

a) que al ser absorbido provoque la fisión del núcleo (sección eficaz de fisión σ_f)

b) que al ser absorbido genere un nuevo núcleo (sección eficaz de captura σ_c)

- c) que el neutrón penetre y salga otra vez del núcleo (sección eficaz de disipación σ_d)
- d) que el neutrón penetre con una energía igual a la de alguno de los niveles cuánticos del núcleo (sección eficaz de resonancia σ_r)

De esta forma la sección eficaz total sería

$$\sigma_T = \sigma_f + \sigma_c + \sigma_d + \sigma_r + \dots$$

En particular, la captura y la fisión causan la pérdida de neutrones por lo que los podemos agrupar como la sección eficaz de absorción.

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c$$

Regresando a (I) vemos que la probabilidad de que el haz atraviese el material es $I / I_0 = e^{-N_0 \sigma_T X} = f(X)$ y la probabilidad de que no lo atraviesen, obviamente $1 - I / I_0$. Si queremos encontrar la distancia promedio que atraviesa el haz

$$\bar{X} = \int_0^\infty X e^{-N_0 \sigma_T X} dX = 1 / N_0 \sigma_T = \ell \tag{II}$$

Se define a L como el camino libre medio en el material, y a la cantidad $\Sigma = 1 / \ell = N_0 \sigma_T$ se le conoce como *sección eficaz macroscópica*. En el caso de que estemos considerando absorción solamente entonces se le llama a ℓ_a el camino libre medio de absorción y $\Sigma_a = 1 / \ell_a$ la sección eficaz macroscópica de absorción y así sucesivamente, se puede definir $\ell_s, \Sigma_s, \ell_r, \Sigma_r, \dots$

Veamos ahora por qué es importante conocer las secciones eficaces. Los neutrones resultantes de cada fisión se dispersan de cada fisión se dispersan a una gran velocidad (neutrones rápidos), esto según De Broglie implica una longitud de onda pequeña de acuerdo a la fórmula $\lambda = h / mv$. Esta longitud es, en general, menor que la distancia media entre los átomos, disminuyendo así la posibilidad de interacción núcleo-neutrón. Además se ha demostrado que el U^{235} no requiere que el neutrón posea energía cinética alguna para fisionarse.

La manera en que se solucionó este problema fue rodear las barras de uranio con algún elemento con sección eficaz de disipación grande, y que el choque fuese inelástico para reducir así las velocidades de los neutrones, aumentar sus longitudes de onda y por consiguiente aumentar la probabilidad de interacción neutrón-núcleo (uranio). En otras palabras: lo que se quiere es un elemento que posea gran

densidad y poco peso atómico. Resulta que entre los elementos que satisfacen esas condiciones se encuentra el grafito que fue finalmente el material elegido en el inicio de la era de los reactores. Tal material como mencionamos más arriba se le llama *moderador* y al proceso de reducción de velocidades de los neutrones se le conoce como *moderación de neutrones rápidos*.

Los neutrones pierden energía hasta que éstas sean semejantes a la energía de vibración de los átomos de grafito (energía térmica). Estos neutrones difundidos en el moderador pueden ser considerados como las moléculas de un gas. Suponiendo esto, los neutrones obedecen la ley de distribución de velocidades de Maxwell

$$\rho(v) dv = 4v^2 e^{-v^2/v_0} dv \quad (\text{III})$$

$$\rho(v) = \# \text{ neutrones} / \text{cm}^3 \text{ por cada } \Delta v$$

ρ máxima ocurre cuando $v = v_0 = v_0(T)$ (velocidad más probable) y de la igualdad $E_0 = 0.5mv^2 = \kappa T$, donde κ es la constante de Boltzman; se deduce que $v_0 = \sqrt{2 \kappa T / m}$. Si $T = 20^\circ \text{C}$, $v_0 = 2,200 \text{ m/s}$.

Cuando los neutrones adquieren esta energía se dice que son *térmico*.

En el diseño de un reactor nuclear se desea saber qué distancia en promedio recorren los neutrones hasta alcanzar la energía térmica ya que de esta distancia depende el tamaño crítico de un reactor. Recordemos que el proceso mediante el cual se moderan los neutrones es un proceso de disipación y, por lo tanto, su camino libre medio correspondiente está dado por $\ell_d = 1 / N_0 \sigma_d$ no obstante, este término no nos indica si la partícula al recorrer ℓ_d posee la energía térmica; por lo que no es la longitud promedio que se desea.

Resulta que la longitud buscada depende del número de colisiones hechas por el neutrón antes de ser térmico. Para el grafito se encuentra que el número promedio de choques es 115. Mientras ocurre este proceso de moderación de neutrones, estas partículas se esparcen a través del moderador hasta alcanzar la energía térmica y muy posiblemente ser capturados por el U^{235} y fisiónarlo. Si este proceso es autosostenido llegará un momento en que el número de fisiones sea tan grande que la reacción en cadena llegue al nivel de peligro. Para evitar esta situación en los reactores de fisión se utiliza lo que se conoce como *varillas de control* cuyo objetivo es absorber neutrones, disminuyendo así la constante de reproducción hasta el nivel de control.

En la teoría de reactores de fisión uno de los objetivos es conocer el comportamiento de los neutrones en la disipación y absorción. En vista de la compleja variación, con la energía de los neutrones de la

sección eficaz para varios procesos (disipación, absorción, etc.) una descripción precisa del destino de los neutrones de la fisión sería un problema enorme sin recurrir a simplificaciones. Resulta que esta teoría debe obedecer lo que se conoce como el *principio de conservación de neutrones*; de esta forma, en un volumen dado, el cambio con el tiempo de la densidad de neutrones es igual al cambio en su producción menos la fuga y la absorción de neutrones. La ecuación general que representa este balance se escribe como

$\partial \rho / \partial t = \text{producción} - \text{fuga} - \text{absorción}$ donde $\rho = \rho(x,y,z,t)$ en general. Si el sistema se encuentra en equilibrio: producción = fuga + absorción. De manera analítica se tiene que

$$\partial \rho / \partial t = S + D \nabla^2 \rho - \Sigma_a \rho v \quad (IV)$$

donde S es la razón de producción, ρ es la densidad de neutrones por unidad de neutrones por unidad de volumen y $D = v \ell_s / 3$ es el coeficiente de difusión y v la velocidad. Así, la ecuación anterior nos dice como cambia la distancia de neutrones con el tiempo en un medio moderador.

Obsérvese que cuando $S = 0$ y $\rho = \rho(x,y,z)$ $D \nabla^2 \rho = \Sigma_a \rho v$ por lo que $\nabla^2 \rho = \Sigma_a \rho v / D = \rho / L^2$ siendo $L \equiv D / \tau_0$. Se denomina a L como *longitud de difusión* y τ_0 *tiempo de vida promedio*. En principio, resolviendo la ecuación (IV) se obtiene la densidad en términos de L^2 . Esta longitud (la que se requería) L juega un papel fundamental en el diseño de reactores.

Debido a que los neutrones son de importancia fundamental en la reacción en cadena controlada, generalmente se requiere que la fuga del reactor sea la menor posible. Así, el sistema se rodea con un *reflector* que como su nombre lo indica es un material en el cual los neutrones rebotan y son regresados con el propósito de provocar más fisiones. Una ventaja adicional del reflector es que disminuye el tamaño crítico del reactor, el costo de construcción y aumenta su eficiencia para producir energía.

Reactor de agua ligera

Recordemos que una vez iniciada la reacción en cadena se libera gran cantidad de energía la cual en su mayoría es calórica. Uno de los principales objetivos de un reactor de fisión consiste en canalizar la mayor cantidad posible de esta energía a una forma más conveniente de uso. A la par con este problema se encuentra otro esencial: evitar que el uranio se funda debido a las alta temperatura. Como se puede sospechar se mataría dos pájaros de un tiro si se introduce un fluido que a la vez enfríe el uranio circulando libremente por el núcleo para extraer calor de él y que además modere a los neutrones. Este fluido es el *refrigerante*. El refrigerante no es cualquier líquido (de hecho, puede ser un gas en el caso del reactor de grafito o un metal líquido en el caso de los reactores de neutrones rápidos) debe poseer ciertas propiedades especiales como son: gran capacidad calórica y que no reaccione químicamente ni con las partes que constituyen el centro del reactor ni con los elementos de fisión.

En muchos de los casos la energía que se desea obtener del reactor es mecánica para después convertirla en eléctrica mediante dínamos. La idea en la que se basa este procedimiento es muy antigua: generar vapor a alta presión y dirigirlo a un sistema de ruedas con paletas o turbinas lo más eficientemente posible. Así, se puede primordialmente, generar vapor a alta presión en un reactor a partir del refrigerante.

En los reactores de agua ligera se utiliza el agua ligera (H_2O) como refrigerante y como moderador al mismo tiempo y el material fisible que requiere es UO_2 . enriquecido entre 2y 4%.

Para la obtención del vapor existe básicamente dos caminos: dejar que el fluido hierva en el centro del reactor o impedir que suceda esto a cambio de dirigir el refrigerante hacia un sistema que permita la producción del vapor (generador de vapor). Es importante señalar que estos dos procesos no son equivalentes; después mostraremos algunas coincidencias entre ellos. El primero de los caminos conduce al reactor de agua hirviente (BWR), y el segundo al reactor de agua a presión (PWR). Este nombre proviene del hecho de que para impedir que un fluido hierva hasta aumentar la presión del recipiente en el que se encuentra.

En un generador de vapor existe un intercambio de calor entre el refrigerante original y un segundo refrigerante mediante un sistema de tubos. Entonces es a partir del segundo refrigerante que se produce vapor. El motivo que obliga a hacer esto es que después de recorrer el núcleo del reactor, el refrigerante primario es radiactivo y mediante este método se evita la contaminación. Sin embargo, puede suceder que estos dos fluidos sean reactantes entre sí; así si por algún motivo se rompiera el tubo portador del refrigerante primario se produciría una explosión con contaminación radiactiva. La solución a este problema consiste en añadir un intercambiador de calor antes del generador de vapor, en el cual el refrigerante secundario no sería químicamente reactante con el primario.

Después de que el vapor cumple su cometido de producir energía mecánica se hace pasar por un condensador que lo transforma nuevamente a su estado líquido y mediante bombas puede ser regresado al generador de vapor.

Como se podrá observar, un reactor de fisión con las características anteriores puede ser visto como una máquina térmica; a semejanza de los ciclos de otras máquinas (diesel, gasolina, vapor, etc.) a este ciclo en particular se le llama *ciclo del reactor de potencia*.

Reactor de neutrones rápidos

Existe una familia de reactores que funcionan de modo opuesto a los que hemos considerado anteriormente. Habiendo comprendido el funcionamiento del reactor de neutrones lentos (térmico) es suficiente para entender esta variante.

Podemos comenzar a visualizar sus características diciendo que este tipo de reactor no requiere de moderador; como se vió arriba este fué introducido esencialmente para restarles velocidad a los neutrones y aumentar la probabilidad de interacción neutrón-núcleo. Ahora, no se quiere esto, es decir, no importa que los neutrones posean alta velocidad. Básicamente esto se debe a las características del material físil: una composición de uranio natural y de Pu^{239} . El Pu^{239} se crea después de que el U^{238} (elemento predominante del uranio natural) captura un neutrón y decae por dos emisiones beta.

A semejanza del U^{235} el Pu^{239} es altamente fisionable; así podemos darnos cuenta (no es evidente) de que este tipo de reactor, en realidad, a la vez que fisiona el Pu^{239} se puede crear más de este elemento si se logra que los neutrones de fisión sean capturados por el U^{238} . Es por eso que a estas máquinas se les conoce como *Regeneradores*. ¿Por qué? porque bajo ciertas condiciones se podría crear más material físil que el que se consume. Es claro que este reactor es de los que se vislumbra en un futuro no muy lejano.

Con el material físil se forma agujas de 6 a 8 mm de diámetro y de 0.5 a 1.0 m de longitud que se colocan en forma de rejilla para formar el núcleo del reactor. Las agujas están construidas de la siguiente manera: la parte central contiene el Pu^{239} y los extremos el uranio natural. tomando todas en conjunto se forma en el centro del reactor dos regiones. A esa zona a donde se encuentra el uranio natural se le conoce como *fértil* pues ahí se produce más Pu^{239} .

A diferencia del reactor de neutrones lentos, como refrigerante no le podemos poner por ejemplo agua, pues esta es un moderador. Se encontró que el sodio fundido es el adecuado ya que su sección eficaz de dispersión es pequeña y posee peso atómico considerable, de tal modo que casi no les quite velocidad a los neutrones de fisión y además posee una capacidad calórica mayor que la del agua.

De manera análoga al reactor de agua ligera este metal se conduce hacia intercambiadores de calor para producir vapor.

<i>Reactor</i>	<i>Ventajas</i>	<i>Desventajas</i>
Agua a presión (PWR)	<p>Posee la tecnología más probada.</p> <p>El sistema turbina-generador se mantiene con radioactividad reducida (es posible el paso de personal).</p>	<p>Requiere uranio enriquecido al 3%.</p> <p>El cambio de combustible dura entre mes y medio lo que implica pérdida energía eléctrica muy importante.</p>
Agua hirviente (BWR)	<p>Se genera vapor directamente en el núcleo lo que implica menor pérdida de calor y menor consumo de energía para bombeo del refrigerante . Su eficiencia es mayor que en los de circuito directo.</p> <p>Los generadores de vapor son los que se dañan con mayor frecuencia por lo que es una ventaja el que este tipo de reactor no los posea.</p>	<p>Es imposible el paso libre de personal por la carencia de generador de vapor pues también funciona como barrera contra la radioactividad.</p> <p>Requiere uranio enriquecido.</p>
Agua pesada (HWR)	<p>Funciona con uranio natural.</p> <p>Utiliza tubos de presión que permite la recarga en potencia. La eficiencia aumenta.</p> <p>Es posible el paso de personal.</p>	<p>Requiere agua pesada lo cual implica un 15% adicional al presupuesto.</p>

Reactor de fusión

Según hemos visto, la otra forma de obtener energía nuclear (en realidad existe una tercera debida a la desintegración nuclear por emisión de partículas) es mediante la fusión de átomos livianos como el deuterio o el tritio, por ejemplo. También se sabe que que la energía liberada durante el proceso de fusión es mayor que la del proceso de fisión y que para fusionar dos átomos livianos es indispensable la temperatura de $100,000,000^{\circ}$ K. A pesar de que los principales elementos de fusión abundan en la naturaleza (deuterio), la obtención de temperatura tan elevada para realizar este proceso constituye el problema fundamental en la construcción de máquinas capaces de aprovechar esta fuente de energía.

A partir del descubrimiento de este fenómeno y de la explosión de la primera bomba termonuclear en 1951 se ha sugerido varios sistemas que podrían aprovechar la fusión como una fuente de energía accesible. De todos estos existe uno desarrollado inicialmente en la desaparecida URSS conocido como reactor de fusión o termonuclear TOKAMAK que debido a su relativa sencillez surge a partir de 1968 como el más viable en el futuro.

En esta sección trataremos de explicar brevemente los fenómenos físicos que se presentan en un TOKAMAK y los retos que plantea su construcción.

En esta máquina se aprovecha el hecho de que el elemento reactantes son iones (y por lo tanto cargados eléctricamente) y que se puede manipular mediante campos magnéticos intensos de tal forma que se muevan a grandes velocidades, necesarias para vencer la repulsión de Coulomb. Por otra parte, no existe un recipiente capaz de soportar temperatura tan elevada requerida para la fusión. Básicamente de estas consideraciones surge la forma del reactor TOKAMAK el cual es un toroide al vacío rodeado por un embobinado productor del campo magnético. La forma de este embobinado es muy complejo: una parte es transversal cuyo propósito es proporcionar velocidad a los iones y la otra es espiral lo cual provoca la mezcla de iones (como en una licuadora). Es así como se produce la corriente de iones conocida como *plasma*. Al hecho de restringir el plasma a moverse en cierta región del toroide se le conoce como *confinamiento*. Una medida del confinamiento está dada por $n\tau$, donde n es la densidad de iones en el plasma y τ su tiempo promedio de permanencia en la región de confinamiento. A esta cantidad se le conoce como *criterio de Lawson*, $[n\tau] = s/cm^3$ siendo $n\tau \leq 10^{14} s/cm^3$. En un reactor de fusión los iones del plasma forman un gas al igual que los neutrones en un reactor de fisión, siendo que lo que interesa no es la distribución de velocidades sino de las energías. Esto se debe a que en un tokamak el plasma contiene electrones libres en gran cantidad los que al ser acelerados en presencia de los iones origina radiación de tipo *bremsstrahlung*, que representa una pérdida de energía considerable; también se pierde energía debido al escape de electrones y iones de la región de confinamiento. ¿Cómo afecta estas pérdidas al proceso de obtención de energía? Sucede que un combustible cualquiera no puede *prender* si la rapidez con la que libera energía es superada por la rapidez de su pérdida:

humedad, convección, radiación, etc. Así el plasma no puede iniciar su ascenso de temperatura si la rapidez con la que se produce energía es menor que la pérdida. La condición crítica para la ignición es

$$P_f = P_b + P_T + \dots$$

donde

P_f : rapidez de liberación de energía por fusión

P_b : rapidez de pérdida de energía por bremsstrahlung

P_T : rapidez de pérdida de energía térmica

Fundamentalmente $P_f = P_b$; las expresiones para P_f y P_b han sido encontradas por Kamash las cuales en el caso de la reacción deuterio-tritio (DT) son:

$$P_f = (2.076 \times 10^{-24}) n_D n_T e^{-20 / (\kappa T)^{1/3}} / (\kappa T)^{2/3} \text{ W/cm}^3$$

donde n_D y n_T es la densidad del deuterio y del tritio en el plasma, κ es la constante de Boltzman y t la temperatura. Si se toma una mezcla 50 – 50 de DT $n_D n_T = n^2 / 0.4$ entonces

$$P_f = (5.19 \times 10^{-25}) n^2 e^{-20 / (\kappa T)^{1/3}} / (\kappa T)^{2/3} \text{ W/cm}^3$$

$$P_b = (5.35 \times 10^{-31}) n_e (\kappa T_e)^{1/2} \sum_i n_i Z_i^2 \text{ W/cm}^3$$

donde n_e y n_i es la densidad de electrones y de iones respectivamente, T_e es la temperatura de los electrones que en adelante designamos como simplemente como T .

$$P_b = (5.35 \times 10^{-31}) n^2 (\kappa T)^{1/2} \text{ W/cm}^3$$

La condición para la ignición es

$$(5.19 \times 10^{-25}) e^{-20 / (\kappa T)^{1/3}} / (\kappa T)^{2/3} = (5.35 \times 10^{-31}) (\kappa T)^{1/2}$$

cuya solución proporciona el valor para la temperatura de ignición de aproximadamente 54 millones de grados kelvin.

En el caso de la reacción DD se obtiene que $T = 530 \times 10^6$ y esta es una de las razones por las que se ha escogido la reacción DT en vez de la DD para el tokamak.

Si se incluye la razón de pérdida P_T la energía promedio por ión o electrón es de $1.5 \kappa T$; si la densidad iónica es n entonces la energía térmica del plasma por unidad de volumen es $1.5 n \kappa T$. Si se designa por τ el tiempo promedio de residencia en el plasma, entonces $P_T = 3 n \kappa T / 2\tau$. De esta manera $P_f = P_b + P_T$ nos lleva a

$$(5.19 \times 10^{-25}) e^{-20 / (\kappa T)^{1/3}} / (\kappa T)^{2/3} = (5.35 \times 10^{-31}) (\kappa T)^{1/2} + 4.18 \times 10^{-16} \kappa T / n\tau.$$

Ecuación que relaciona la temperatura de ignición con el confinamiento. Cabe señalar que el problema del confinamiento es uno de los grandes obstáculos que no ha sido librado, por un lado porque no se conoce lo suficiente el comportamiento del plasma en la región de confinamiento y por otra, a las dificultades técnicas.

La corriente de plasma creada por los campos magnéticos origina a su vez un campo magnético B_p que tiende a deformar el toroide (la intensidad del campo magnético externo requerido para la fusión en este reactor es de 3 a 4 Teslas) y por consiguiente perturba la región de confinamiento. Si B_{eq} es el campo destinado a impedir este último se puede definir el *campo magnético poloidal*

$$B_{pol} = B_{eq} + B_p$$

el cual determina la superficie magnética y la separación máxima de trayectorias de las partículas respecto a estas superficies. El campo creado por las bobinas transversales (*campo magnético toroidal* B_T) también interviene en la estabilidad del sistema, lo cual ocurre si

$$q(r) = r B_T / (R B_{pol}(r)) \geq 1$$

donde r y R es la coordenada radial del radio menor y del mayor respectivamente ($r \geq a$, donde a es el radio medio del toroide).

Al principio, supusimos que el plasma podría alcanzar la temperatura de fusión con solo crear la corriente de plasma, es decir, mediante calentamiento ohómico. Sin embargo, la cosa no es tan simple; la condición de estabilidad $q(r)$ restringe el valor máximo de la corriente del plasma. Hasta donde sabemos esta dificultad no ha sido superada.

Otro de los problemas más importantes consiste en que, suponiendo que se logre calentamiento de fusión, las partículas que escapen de la región de confinamiento pueden chocar con las paredes del toroide y soltar impurezas que afecten la fusión. es necesario desarrollar un sistema capaz de eliminarlas; hay propuestas pero no pasan de ser eso.

La obtención de energía eléctrica en ciertos aspectos sigue siendo análogo al proceso del reactor de fisión a diferencia que el refrigerante primario debe poseer características extravagantes; por ejemplo este debe producir tritio y tener gran capacidad calórica. Se pensó que el Litio era el elemento requerido pues produce tritio al ser bombardeado con neutrones (elementos importantes en la fusión). El problema con el litio, es que es conductor eléctrico, por lo que las líneas de campo magnético al cruzarlo deben ejercer un trabajo de bombeo. Se ha sugerido también el helio líquido pero también presenta diversos inconvenientes.

Por último, diremos que el refrigerante se ubica en una zona llamada cobertor el cual rodea al plasma; el nombre proviene del hecho de que consta de varias capas con fines muy diversos y complicados.

Bibliografía

An Introduction to Reactor Physics, International Series of Monographs on Nuclear Energy, printed in Northern Ireland at the University Press, Belfast 1957.

Elements of Nuclear Engineering, Jacques P. Ligon, Harwood Academic Publishers, Gran Bretaña 1986.

Energía Nuclear, Donald J. Hughes, Edit. Ágora, Argentina 1958.

Fundamentos de Ingeniería Nuclear, Thomas J. Conolly, Edit. Limusa, México 1983.

Handling Radioactivity, Stewart, Wiley and Sons, USA 1981.

Las Nuevas Energías, Recopilación de Artículos de la Recherche, Biblioteca de Divulgación Científica, Muy Interesante, España 1980.

Nuclear Power Reactor Safety, Lewis, Wiley Interscience Publication, John Wiley and Sons, USA 1977.

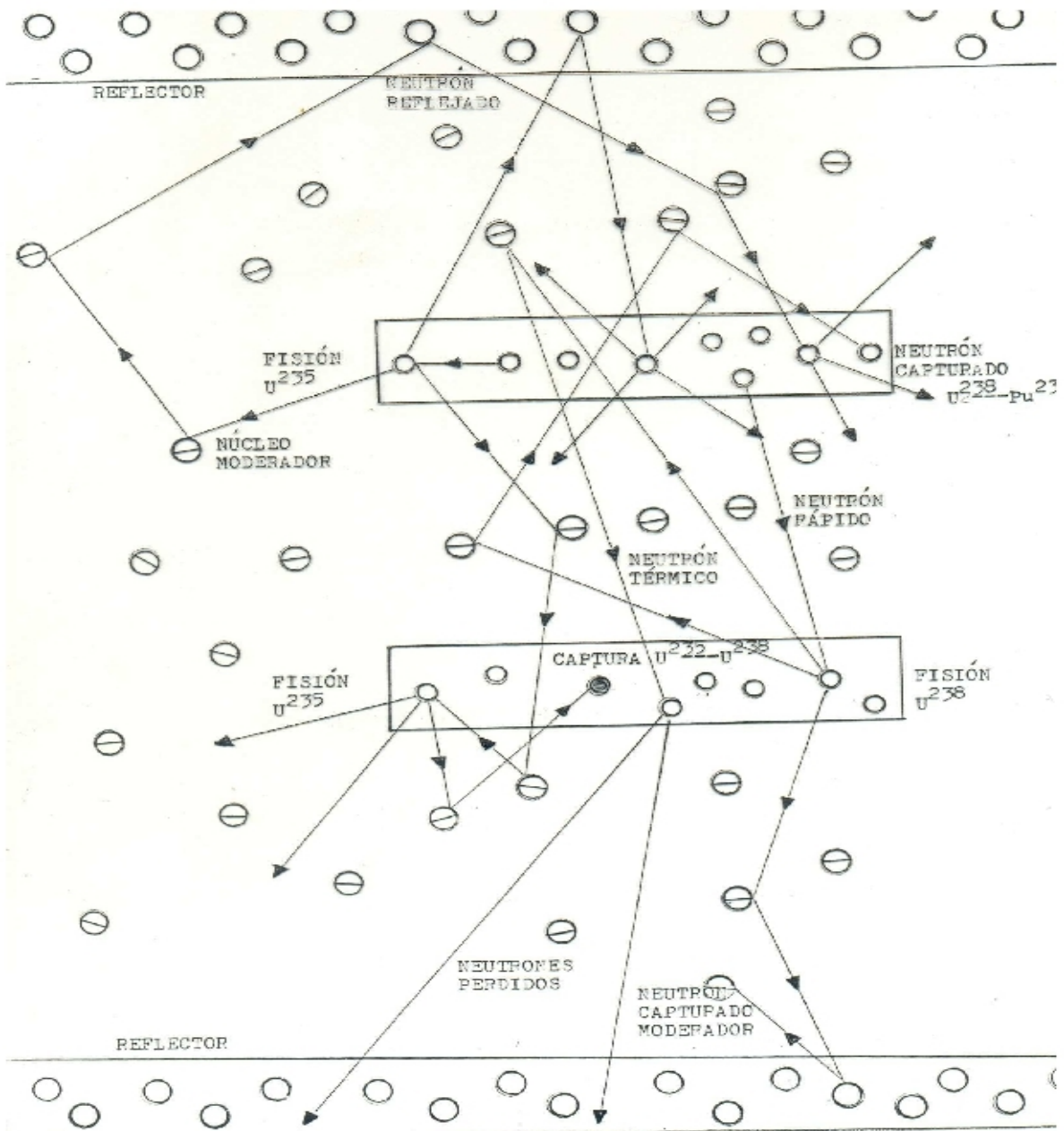
Pequeño Larrouse Técnico, México 1978.

¿Qué es la Mecánica Cuántica?, Ridnik, Edit. Quinto Sol, México 1990.

The Elements of Nuclear Reactor Theory, Samuel Glastone and Milton C. Edlund, Edit. D. Van Nostrand Company Inc., New Jersey 1952.

Fundamentos de Física Moderna, Robert M. Eisberg, México 1991.

Figuras Ilustrativas



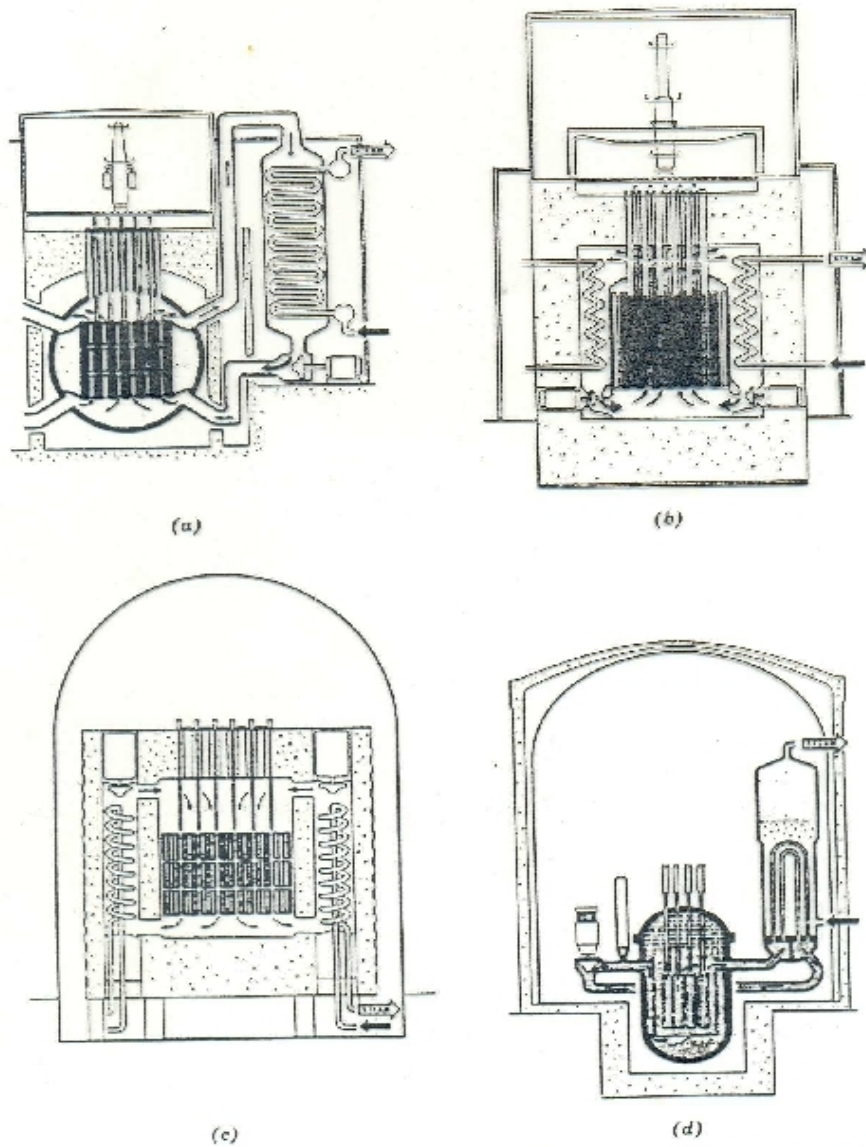
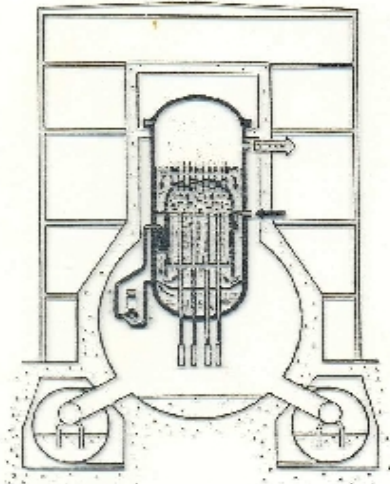
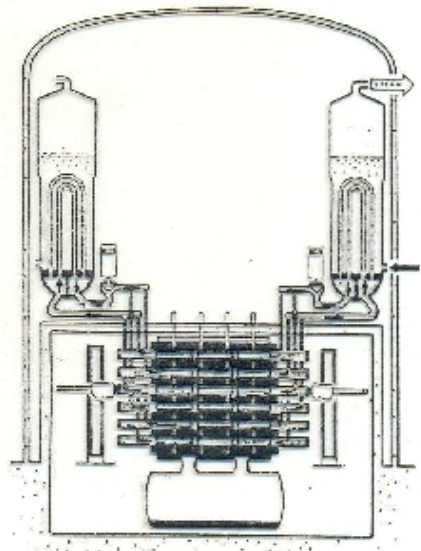


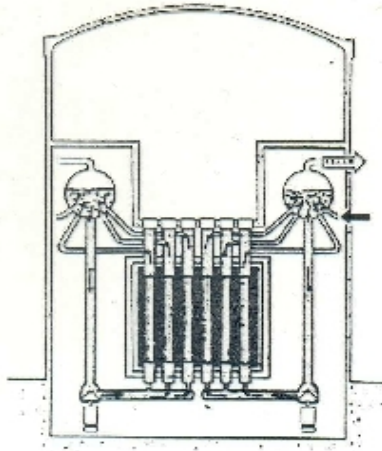
FIGURE 1-16 Primary systems of nuclear power plants. (a) Magnox reactor. (b) Advanced gas-cooled reactor. (c) High-temperature gas-cooled reactor. (d) Pressurized-water reactor. (e) Boiling-water reactor. (f) CANDU reactor. (g) Steam-generating heavy-water reactor. (h) Fast breeder reactor. From "Know Your Reactors", *Nucl. Eng. Int.*, 18, 1973. Used by permission.



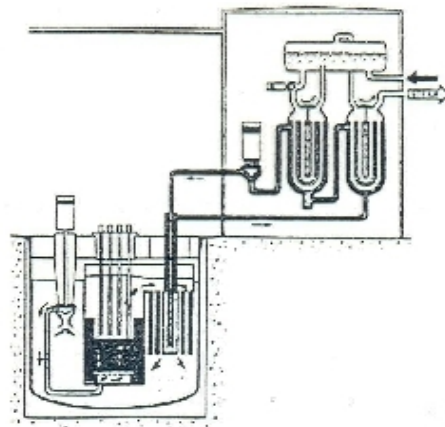
(e)



(f)

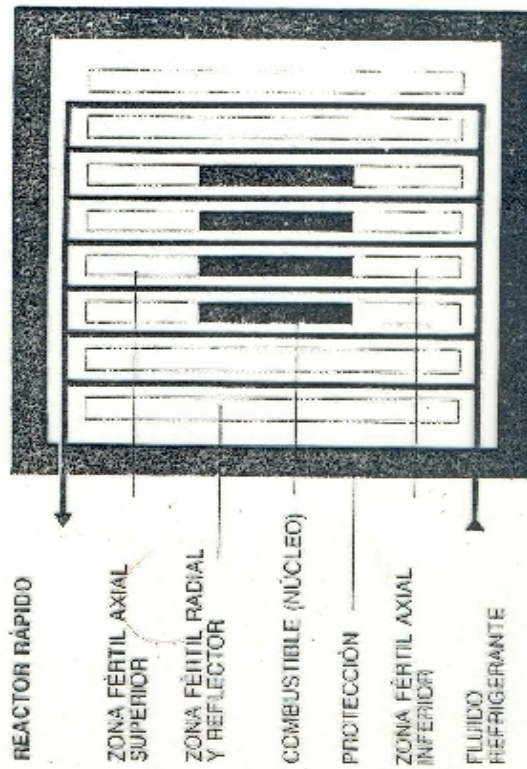


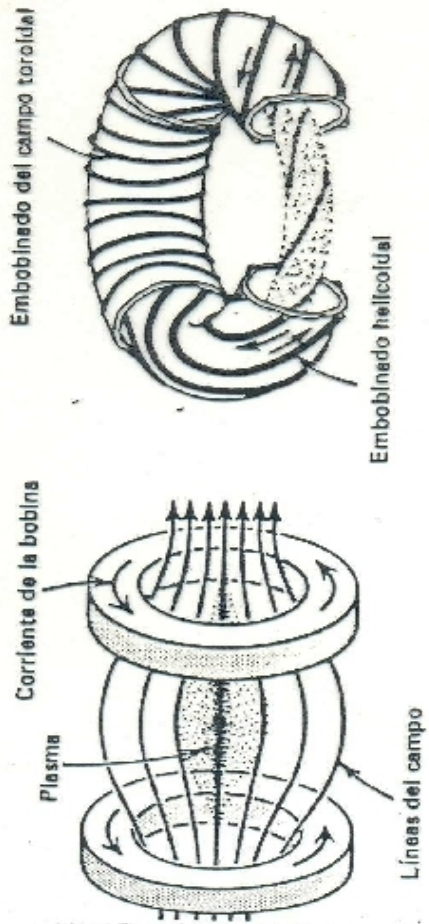
(g)



(h)

Los reactores de neutrones rápidos, los regeneradores





(a) Sistema abierto

(b) Sistema cerrado

FIGURA 8.1 Sistemas abierto y cerrado para confinamiento magnético del plasma