

ELECTROTECNIA

CENTRALES

PRODUCCIÓN Y COMERCIALIZACION DE ENERGIA ELECTRICA

La energía eléctrica que aprovechan los distintos usuarios está sujeta a una serie de etapas, de carácter técnico económico, que pueden resumirse en: producción o generación, transformación en sus distintas etapas (elevación y rebaje), transmisión, distribución y comercialización.-

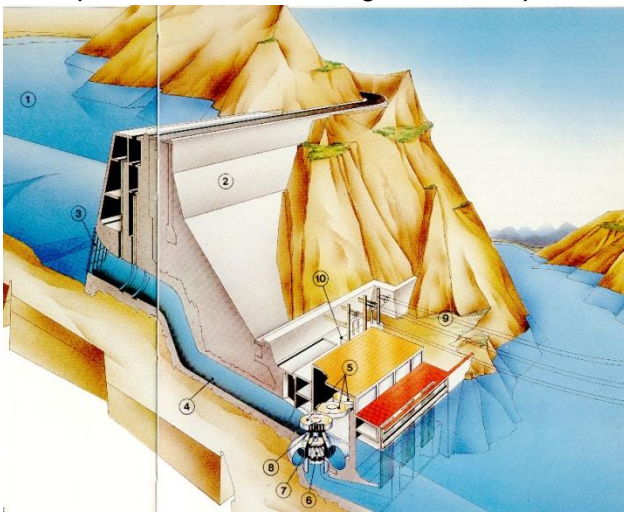
La producción de energía realizada en las Usinas o Centrales Eléctricas, las clasificamos en dos grandes grupos: Producción Térmica e Hidráulica de energía eléctrica. En ambos casos se transforma una energía potencial (química o gravitatoria) en energía eléctrica.

Pasamos a dar las características de cada una de los tipos de centrales:

1.- CENTRALES TERMICAS: el plazo de ejecución de este tipo de central es relativamente bajo, pudiendo estimarse entre dos y tres años, la vida útil de las instalaciones oscila alrededor de los 20 ó 25 años. Poseen la ventaja de poderse ubicar normalmente cerca de los centros de consumo, lo que trae aparejado una disminución muy considerable de costos, por reducción de la longitud de las líneas de transmisión de energía. Tiene un elevado costo de explotación, por el consumo de combustible y además su costo de mantenimiento también es elevado. El costo de inversión, es sustancialmente menor que el de las Centrales Hidroeléctricas, pudiendo afirmarse que en líneas generales que resulta ser la tercera parte

El período de construcción es menor sustancialmente que el de las hidroeléctricas. Deben ubicarse cerca de ríos que permitan el abastecimiento del agua de refrigeración.-

2.- CENTRALES HIDRÁULICAS: En contraposición con lo precedentemente expresado, las centrales hidroeléctricas, se caracterizan por: elevado período de construcción alrededor de los 6 años, con un gran costo de inversión inicial, por la gran envergadura de las obras hidráulicas (dique, canales, etc.) que se deben realizar; su vida útil es sustancialmente superior, alrededor de los 40 años, su gasto de explotación son mínimos dado que no consume combustible. Se encuentran condicionadas en potencias, a las condiciones naturales del aprovechamiento, es decir al salto y caudal, en cambio la potencia de las Centrales Térmicas, prácticamente no tiene limitación. Normalmente se encuentran ubicadas lejos de los grandes centros de consumo (El Chocón-Buenos Aires, El Nihuil-Mendoza), lo que exige una ejecución de grandes sistemas de transmisión que abultan la inversión inicial. Debemos hacer resaltar que además de generarse energía con un aprovechamiento se regula el río, optimizando el riego, se evitan crecidas y se asegura el agua potable y de uso industrial.-



1. Agua embalsada
2. Presa
3. Rejas filtradoras
4. Tubería forzada
5. Conjunto de grupos turbina-alternador
6. Turbina
7. Eje

- 8. **Generador**
- 9. **Líneas de transporte de energía eléctrica**
- 10. **Transformadores**

La experiencia demuestra que, efectuándose un balance de la vida útil de los dos tipos de centrales, resulta más conveniente la hidroeléctrica, es decir el costo del Kwh. generado, promedio en su vida útil, es menor para las hidráulicas que para las térmicas. Sin embargo, no debemos olvidar que se encuentran sujetas a variaciones climáticas que pueden reducir considerablemente su producción (sequías).

Por todo lo expuesto, es aconsejable en cualquier sistema de energía complementar las Centrales Hidroeléctricas con una adecuada instalación de generación térmica. De este modo se podrá atender con rapidez, los incrementos de demandas y el costo promedio de generación del sistema tendrá un costo aceptable. Además debemos tener presente que los recursos de capital con los que disponen los distintos países son limitados, y en consecuencia, dichos recursos no podrían atender la totalidad de la inversión, tendiente a satisfacer los incrementos de la demanda, que en definitiva, se van a traducir en un mayor desarrollo industrial.

Otros tipos constructivos de Centrales Eléctricas

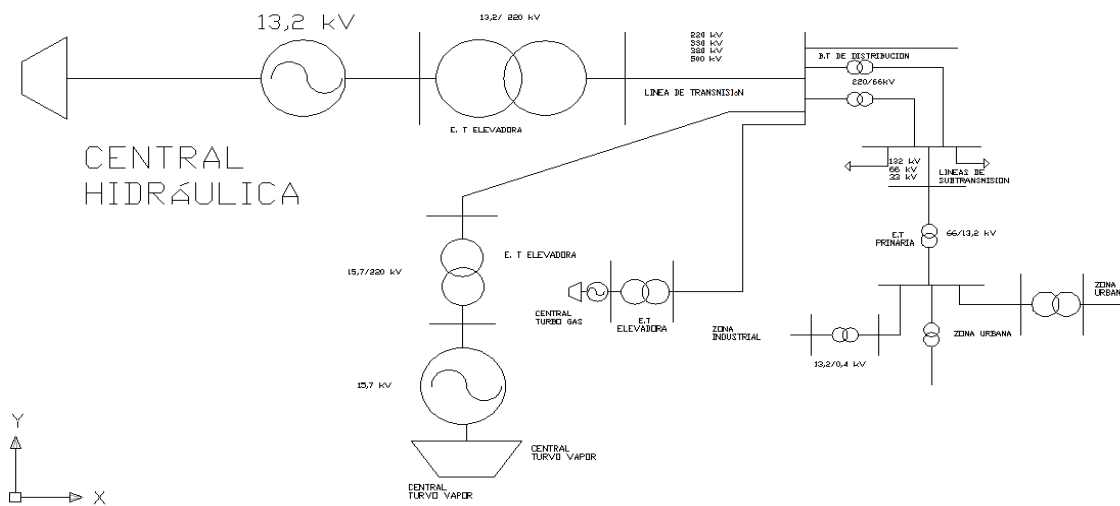
Con el nombre genérico de centrales “no convencionales” agrupamos a las generaciones de energía en desarrollo tecnológico o de desarrollo limitado, las que explotadas convenientemente pueden resultar de interés técnico- económico. Podemos citar, como las más desarrolladas a:

- a-Centrales geotérmicas, que son las más desarrolladas
- b_ Centrales mareomotrices
- c – Centrales eólicas
- d – Centrales solares.-

- **SISTEMA ELECTRICO DE POTENCIA**

Las etapas técnicas a que hacemos referencia anteriormente quedan reflejadas en el sistema eléctrico que se muestra en la figura. La energía eléctrica es producida en las centrales térmicas o hidráulicas del sistema a una tensión que actualmente no supera los 20 kW en general, por razones de aislamiento. Para que la transmisión de energía a los centros de consumo sea económica, esta debe realizarse en alta tensión, por lo que es necesario elevar la tensión generada en una estación transformadora que se instala en las proximidades de la central eléctrica.-

Transmitida la energía, se distribuye a tensiones adecuadas, lo que se realiza en las estaciones reductoras de distribución, las que alimentan otras estaciones primarias de distribución, alimentándose así a los centros de consumo. Las líneas que conectan los dos tipos de estaciones últimamente nombradas las denominamos de subtransmisión.-



De las estaciones primarias se tienden los alimentadores y distribuidores primarios para atender los distintos puntos de suministro, en los que se transforma la energía de media tensión a baja tensión para poder ser usada directamente por los usuarios. Las líneas de baja se la designa genéricamente distribución secundaria.-

Como ejemplo de lo estudiado, en el caso de la provincia de Mendoza tenemos:

- 1) Centrales Hidroeléctricas: Cacheuta, Alvarez Condarco, Río Mendoza, Los Nihules (Río Atuel), Agua del Toro, Los Reyunos (Río Diamante), etc.-
- 2) Estación de distribución Cruz de Piedra.-
- 3) Estaciones Primarias de Transformación: San Martín, Guaymallén, Las Heras, Capdeville, Pedro Vargas, Parque Industrial Petroquímico, etc.-
- 4) Central Térmica Luján.-

Es importante resaltar que los sistemas eléctricos se interrelacionan entre sí para formar sistemas regionales, como el Cuyo (San Juan y Mendoza), y estos a su vez para formar los sistemas de energía nacionales. Con esto último el parque de generación disponible se atiende técnica y económicamente la demanda de energía, lográndose así satisfacer la demanda, que asume características regionales que permite minimizar la inversión de capital en centrales eléctricas de generación de energía. Como ejemplo de demandas regionales que no coinciden en el tiempo tenemos las que corresponden a Mendoza en la época de vendimia y la zafra en Tucumán.-

En nuestro país los sistemas de energía regionales se vinculan eléctricamente por grandes líneas de transmisión de 500 kW.-

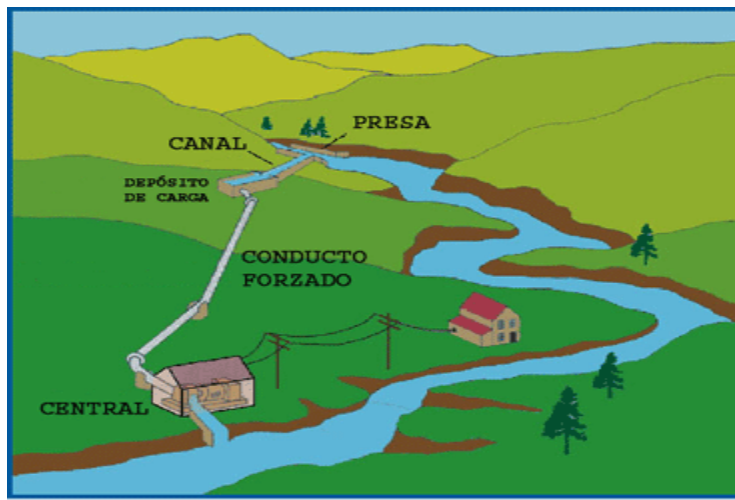
En estas instalaciones se aprovecha la energía potencial del agua para transformarla sucesivamente en energía cinética y posteriormente en energía mecánica en las turbinas, para finalmente obtener la energía eléctrica en los alternadores de la central.

La potencia que se puede obtener en un aprovechamiento, está dada por la siguiente expresión, en la que Q es el caudal en metros cúbicos por segundo, H la altura en metros:

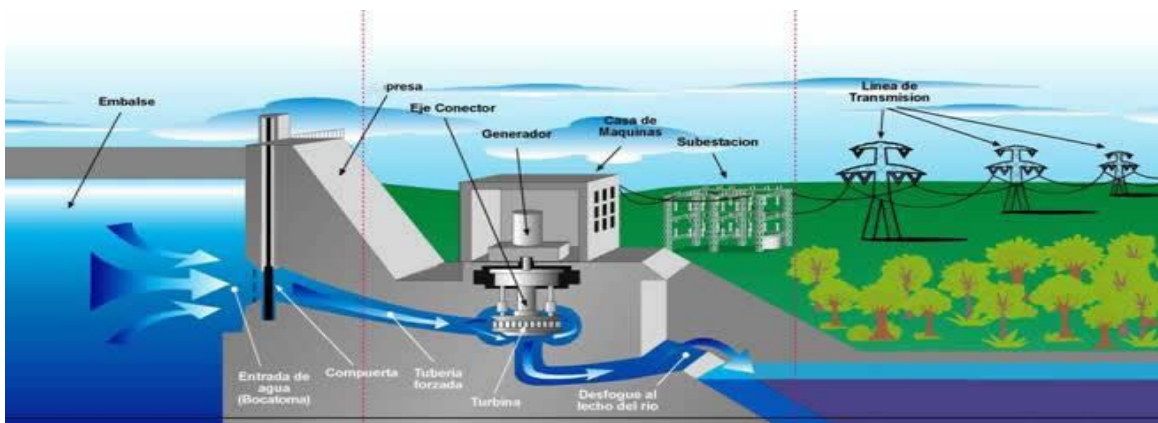
$$P \text{ (CV)} = 10 \cdot Q \cdot H \quad P \text{ (kW)} = 7,36 \cdot Q \cdot H$$

Los tipos de aprovechamiento más comunes son los siguientes:

Centrales de pasada: también denominados de agua corriente, en los que no se acumula agua sino que solamente se deriva a través de un dique derivador llamado azud. La central se diseña para un cierto caudal: si el del río en un instante es menor, se generará menos potencia; si fuese mayor, el caudal no se puede aprovechar y se pierde. El agua derivada se hace circular por cámaras desarenadoras y por un canal de aducción, a efectos de ganar altura respecto del río. Llega a una cámara de carga o depósito y de allí se encausa en las tuberías forzadas, las que a través de distribuidores alimentan a las turbinas hidráulicas.-



Centrales de agua embalsada: Mediante una presa se produce el embalse del agua con el objeto de obtener la altura y el volumen de agua que garantice poder contar con el caudal necesario para turbinar en los momentos más adecuados. Frente a la anterior instalación tiene la ventaja de lograrse la regulación del río: esto hace que la instalación pueda ser aprovechada para usos múltiples, a saber:



- 1- Generación de energía.
- 2- Atenuación de crecidas.
- 3- Asegura el abastecimiento de agua potable, de uso industrial y la dotación de riego, aún en épocas de sequía.
- 4- Desarrollo turístico.

La central puede construirse a pie de presa o bien alejada, con el objeto de ganar salto y aumentar la potencia del aprovechamiento.

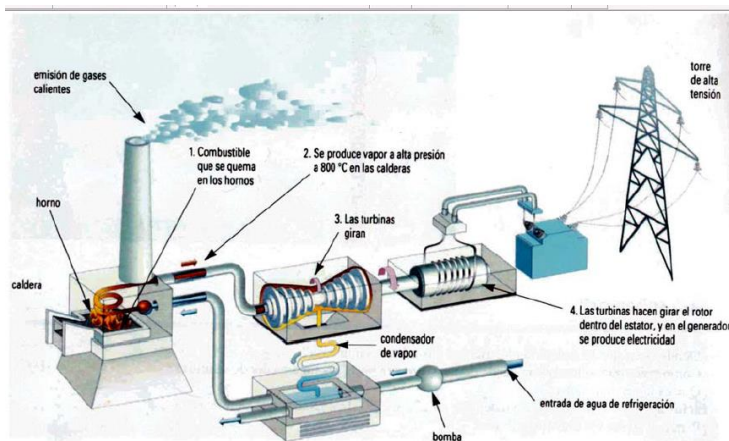
La presa puede ser de materiales sueltos (diques de tierra), o de materiales cohesionados (hormigón, mampostería, piedra): las de gravedad, de arco de doble curvatura, de arcos múltiples, de contrafuerte.-

Centrales de acumulación o de bombeo: En estos aprovechamientos se complementa la central descrita anteriormente con un contra embalse de dimensiones reducidas. Durante las horas del día en que se tiene gran demanda de energía (las puntas) se turbin el agua embalsada: la máquina hidráulica trabaja como turbina y la sincrónica como alternador. En las horas nocturnas, en las que la demanda decrece, se bombea el agua acumulada en el contra embalse, al embalse principal: las máquinas se comportan respectivamente como bomba y motor sincrónico. Este último se sobrecarga y corrige el factor de potencia del sistema. Desde el contra embalse solo se deja escapar un caudal que satisfaga las necesidades de agua de riego y de abastecimiento de agua potable e industrial.

En instalaciones más antiguas se disponía de una turbina y de una bomba separadas. Actualmente como ya se ha dicho se hace uso de una sola máquina.-

🚧 CENTRALES TERMICAS

Centrales convencionales de vapor: En estas centrales se aprovecha la energía potencial o química de los combustibles para obtener energía mecánica en las turbinas de vapor. Los combustibles normalmente utilizados son: carbón en trozos o en polvo, diesel oil, fuel oil y gas natural.-



Pueden construirse con o sin condensador, aunque esta última disposición se tiende a eliminar por razones de rendimiento de la instalación.

Si no poseen condensador el vapor escapa a presión atmosférica. Con el condensador el vapor es recuperado a una presión inferior a la atmosférica y transformado en agua.-

En estas instalaciones adquiere gran importancia el tratamiento del agua de alimentación, para eliminar sus durezas, y evitar así incrustaciones y corrosiones en toda la línea de

vapor, que se traducen en mantenimiento y reposiciones que encarecen la generación de energía.-

Disponiendo de abastecimiento de agua y combustible, estas centrales no tienen limitación de potencia instalada, lo que resulta una característica muy ventajosa de las mismas.-

En general tienen una gran inercia térmica, por lo que no pueden absorber los incrementos bruscos de demanda. Trabajan como base de los sistemas de energía, a diferencia de las hidráulicas de embalse que atienden las puntas por su rápida puesta en marcha.-

Debe disminuirse al mínimo las puestas en marcha y paradas porque ello atenta contra su vida útil.-

FUNCIONAMIENTO DE UNA CENTRAL TÉRMICA

En las centrales térmicas convencionales, la energía química ligada por el combustible fósil (carbón, gas o fuel -oil) se transforma en energía eléctrica. Se trata de un proceso de refinado de energía. El esquema básico de funcionamiento de todas las centrales térmicas convencionales es prácticamente el mismo, independientemente de que utilicen carbón, fuel -oil o gas.

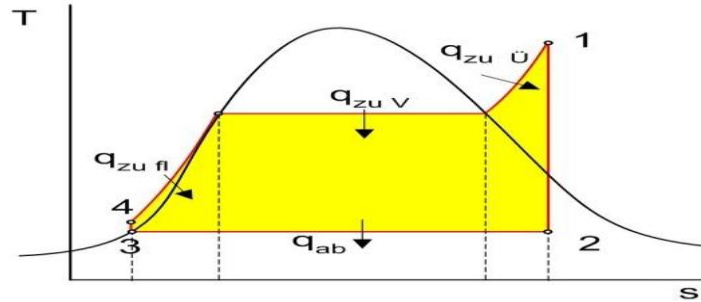
Las únicas diferencias sustanciales consisten en el distinto tratamiento previo que sufre el combustible antes de ser inyectado en la caldera y el diseño de los quemadores de la misma, que varía según el tipo de combustible empleado.

El vapor de agua se bombea a alta presión a través de la caldera, a fin de obtener el mayor rendimiento posible. Gracias a esta presión en los tubos de la caldera, el vapor de agua puede llegar a alcanzar temperaturas de hasta 600 °C (vapor recalentado).

Este vapor entra a gran presión en la turbina a través de un sistema de tuberías. La turbina consta de tres cuerpos; de alta, media y baja presión respectivamente. El objetivo de esta triple disposición es aprovechar al máximo la fuerza del vapor, ya que este va perdiendo presión progresivamente. Así pues, el vapor de agua a presión hace girar la turbina, generando energía mecánica. Hemos conseguido transformar la energía térmica en energía mecánica de rotación.

El vapor, con el calor residual no aprovechable, pasa de la turbina al condensador. Aquí, a muy baja presión (vacío) y temperatura (40°C), el vapor se convierte de nuevo en agua, la cual es conducida otra vez a la caldera a fin de reiniciar el ciclo productivo. El calor latente de condensación del vapor de agua es absorbido por el agua de refrigeración, que lo entrega al aire del exterior en las torres de enfriamiento.

La energía mecánica de rotación que lleva el eje de la turbina es transformada a su vez en energía eléctrica por medio de un generador asíncrono acoplado a la turbina.



Centrales nucleares de vapor: Básicamente son iguales a las anteriores.

La diferencia se encuentra en el combustible utilizado, que es radioactivo, como el uranio 235, o uranio enriquecido, el que es “quemado” en un reactor nuclear en lugar de una caldera. Se las explota a pleno por razones técnico económicas: para obtener energía de menor costo y por tener menos capacidad de regulación.-

Poseen el problema de la peligrosidad de las emanaciones radioactivas y no se tiene absoluta certeza de su vida útil.-

Centrales Turbo gas: El medio de trabajo es el gas que se genera al quemar un combustible en aire comprimido. El combustible normalmente utilizado es el fuel oil o gas natural.

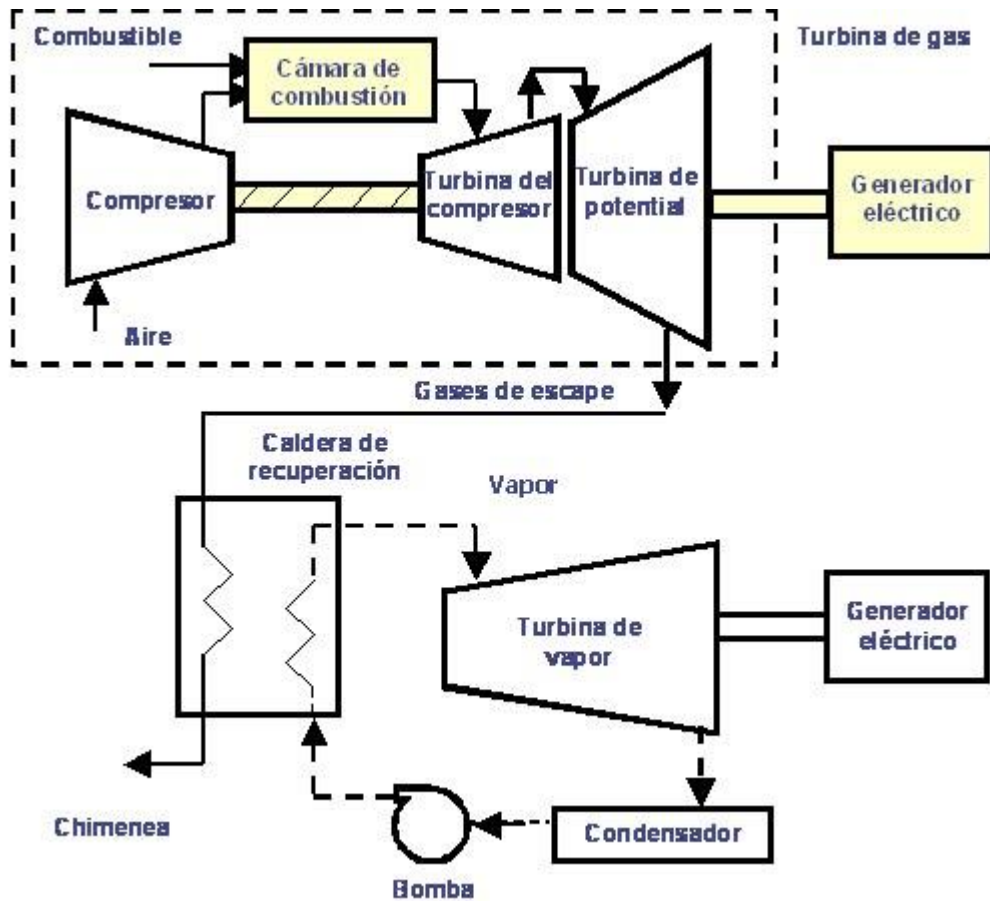
Generalmente son de mediana potencia, de construcción compacta y de arranque muy rápido, lo que les permite atender las puntas adecuadamente.-

Tienen el gravísimo inconveniente del alto consumo específico de combustible, por lo que la energía generada es sumamente cara. Hasta tanto no se desarrollan materiales con una nueva tecnología que permita trabajar a los alabes de la turbina a mayores temperaturas, el rendimiento de la turbina de gas será bajo y la generación seguirá siendo cara.-

Centrales de motores Diesel: Los generadores accionados por motores alternativos tipo diesel, se usa en instalaciones de potencia reducida como es el caso de centrales rurales aisladas, o en el caso de industrias que poseen su propia generación. Son muy utilizados como grupos generadores de emergencia en centrales eléctricas o en industrias.-

La energía producida es cara, dado el consumo de combustible, incidencia de mano de obra, gran mantenimiento. En funcionamiento normal originan grandes vibraciones que se trasladan a la estructura, lo que obliga a ejecutar fundaciones especiales y costosas. Además son muy ruidosos. Pueden tomar carga en tiempos breves.-

La tendencia actual es la de prescindir de estas máquinas como generadoras de grandes masas de energía.-



Los alternadores de una Central Hidráulica son accionados por turbinas hidráulicas cuyo funcionamiento consiste en aprovechar la energía potencial del agua que en una tubería forzada se transforma en energía cinética y a su vez en energía mecánica por medio de una rueda giratoria, alcanzándose en la actualidad altos rendimientos (85 a 93%).-

Los tipos de turbina que se utilizan en la actualidad son los siguientes:

- a) Turbina o rueda Pelton: Básicamente consiste en uno o más chorros de agua que provienen de una o más toberas, que inciden sobre los alabes de una rueda giratoria. La regulación se realiza a través de una aguja de forma adecuada que modifica la cantidad de agua que circula a través de la tobera.-

Este tipo de turbina es utilizado para grandes saltos de altura (100 a 2.000 metros) y pequeños caudales: $H > 80$ se utiliza en los típicos saltos montañosos.-Q

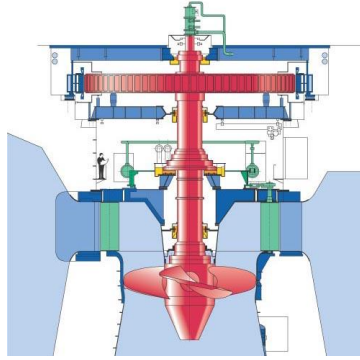


- b) Turbina Francis: Se trata de una rueda móvil conformada por una serie de paletas alabeadas sostenidas por dos anillos frontales. Se encuentra rodeada por una carcasa o envoltorio que posee forma de espiral a través de la cual fluye el agua la que es dirigida y regulada a través de alabes móviles. Se utiliza para alturas medias $1 < H < 80$ m y grandes caudales (60 hasta 350 m^3).- Q . Estas turbinas en mendoza en particular sufren fenómenos de erosión debido a la presión de vapor que se produce en las burbujas de agua. La presión exterior es más alta a la presión que se forma la burbuja y hacen que la burbuja imploten y generen una onda de presión o de choque en sentido contrario. Que si se ubica en la cercanía de los alabes les produce erosión o pérdida de masa. Por estar en rotación provoca un desbalanceo dinámico, vibraciones. Lo que hace necesario su reparación.



- c) Turbina Kaplan: La envoltorio es semejante a la de la Francis pero la rueda motriz es una hélice de paso variable y de un número reducido de paletas. Se lo utiliza en pequeñas caídas $3 > H/Q > 0,02$ (de $20,80$ mts.) y para grandes caudales.-

La regulación se logra modificando la posición de las paletas o hélices



POTENCIA Y DEMANDA DE UNA CENTRAL O DE UN SISTEMA

La carga o consumo de un sistema que atiende una o más centrales es esencialmente variable y se encuentra condicionado al tipo de usuario que se encuentra conectado a la red. Sin embargo podemos decir que existe una forma típica de consumo de cualquier sistema, lo que se manifiesta en el denominado diagrama o curva de carga diaria. Dicha gráfica representa como varía la potencia o demanda del sistema en el tiempo. Vamos a definir a la demanda como la potencia promedio en un lapso de tiempo determinado, por ejemplo: en 15 minutos.-

En todo diagrama de carga diaria puede observarse dos picos: uno que suele producirse alrededor de las 10 a 12 horas y otro que se produce entre las 18 y las 20 horas; además se observa momentos en que la demanda decrece sensiblemente que son los denominados valles del sistema.-

De la gráfica se deduce que se deberá tener potencia instalada en máquinas que puedan atender las potencias de pico o potencias máximas del sistema concluyéndose además que durante gran parte del tiempo tendremos potencia en exceso instalada y que se encontrará ociosa.-

La superficie encerrada por la curva y el eje de abscisas representará la energía consumida por el sistema de modo tal que dividiendo dicha superficie por el tiempo considerado, es decir 24 horas nos definirá una potencia promedio del sistema.

Se deduce que si carga hubiese sido constante se hubiese producido la misma energía con una potencia instalada mucho menor, de lo que se concluye la baja utilización del capital invertido.

Vamos a denominar factor de carga a la potencia media del sistema dividido en la potencia máxima de demanda y como factor de utilización a la potencia media sobre la potencia instalada. Evidentemente con miras a poder atender la demanda, la potencia instalada en máquinas deberá ser superior a la potencia máxima y como consecuencia de ello el factor de utilización siempre resultará ser menor que el factor de carga.

De lo expresado precedentemente, se deduce que toda Central o Sistema debe contar con una cierta potencia de reserva dado que el sistema va incrementando su demanda con el tiempo.

Además periódicamente deberá hacerse el mantenimiento y/o reparación de las máquinas, y de allí que la reserva deberá ser de un valor considerable con respecto a la potencia máxima.

Si bien no existe un valor rígido podemos decir que la potencia deberá ser del 20 a 30 %, por lo que el factor de reserva que se define como el cociente de la potencia instalada sobre la potencia máxima asumirá en forma general valores que oscilan entre 1,2 a 1,3.-

Debemos distinguir entre la reserva fría (máquinas realmente disponibles en condiciones de operar pero detenidas) y la reserva caliente o rotante (potencia que pueden ceder las máquinas en operación dado que normalmente no se las explota a full o a pleno).

A la suma de las potencias nominales de los aparatos de consumo la denominamos potencia de conexión y en cualquier sistema resulta ser superior a la potencia instalada, pues por lo general los aparatos o dispositivos no se operan en forma simultánea, de allí que se defina otro factor en los sistemas conocidos como de consumo o de simultaneidad y que será la relación entre la potencia máxima demandada por el sistema sobre la potencia de conexión.

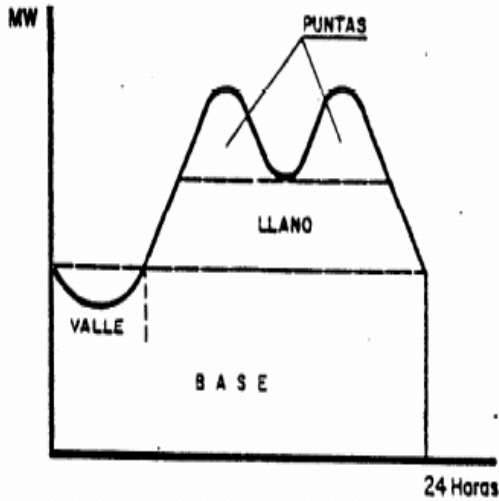
Dado los 365 diagramas de carga diaria se puede construir el diagrama ordenado de cargas que representa la duración absoluta de cada potencia de carga sin tener en cuenta el mes, día u hora que se produzca. Se deduce en consecuencia que la potencia mínima se mantendrá las 8.760 horas de año y la máxima solo unas pocas horas.

El área encerrada por esta curva nos da la energía anual generada por la Central o el sistema según sea el caso. Se define el tiempo de utilización como aquel ficticio que funcionando la Central o Sistema a potencia máxima produciría la misma energía que a potencia variable. De lo expresado se deduce que el tiempo de utilización será el cociente de la energía anual generada sobre la potencia máxima.

En el diagrama de carga el tiempo de utilización es la abscisa, que con la ordenada igual a potencia máxima, forma un rectángulo de igual área que la cubierta por la curva.

El tiempo de utilización puede ser de 1.200 a 2.000 horas para centrales aisladas, 2.000 a 3.500 horas para centrales que alimentan grandes ciudades o centros industriales y de 3.500 a 5.000 horas para centrales que suministran energía a industrias electroquímicas.

Un tiempo de utilización muy elevado de una central aislada involucraría que no posee capacidad de reserva, es decir, que no podrá atender los incrementos de la demanda. Por el contrario un tiempo de utilización pequeño involucraría una Central muy desaprovechada. Normalmente al proyectarse una Central se calculará de modo tal que al comienzo de su vida útil tenga un tiempo de utilización pequeño que pasará a ser elevado al final de dicha vida, pudiendo contemplar en consecuencia los incrementos de la demanda.



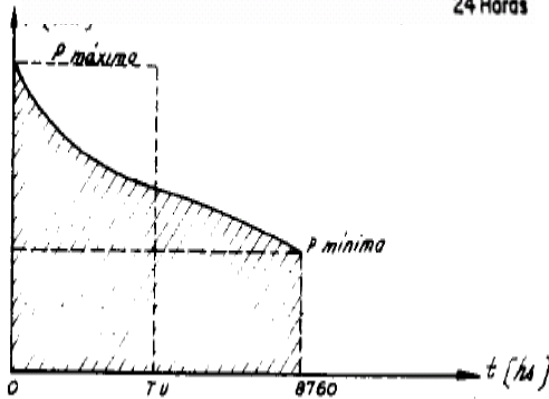
$P_{media} = \text{Energía} / \text{Tiempo}$

$F_{carga} = \text{Potencia media [kva]} / \text{Potencia máxima [kva]}$

$F_{utilización} = \text{Potencia total de la central [kva]} / \text{Potencia instalada [kva]}$

$F_{reserva} = \text{Potencia total de la central [kva]} / \text{Potencia máxima de la central [kva]}$

$P_{conexión} > P_{instalada} > P_{máxima} > P_{media}$



$$\text{Energía Anual} = P \cdot dt = P_{ma} \times T_u$$

$$T_u = \frac{\text{En. anual}}{P_{max}} = \frac{\text{Sup (cm}^2) \times \text{Escala } \left(\frac{\text{kW} \times \text{h}}{\text{cm}^2}\right)}{P_{max} (\text{kW})}$$

TIEMPO DE UTILIZACIÓN Y COSTO DE LA ENERGÍA ELÉCTRICA.

El precio de la energía comercializada por una Central está determinado por los costos de producción de la misma que se pueden dividir en dos:

- Costos fijos y
- Costos variables;

Los costos fijos: son los derivados de la amortización del capital, intereses y gastos administrativos (seguros, impuestos, etc.). Estos costos son independientes de la producción de la misma.

Los costos variables: son los que se producen como consecuencia directa de la generación de energía, es decir, dependerán de la carga y se deben especialmente a los combustibles (además citemos lubricantes y una mayor o menor mano de obra para la explotación y mantenimiento).

- Los gastos fijos los calculamos como sigue:

$$G_f = P_m \cdot C_i \cdot p$$

P_m : potencia máxima o instalada en kW.

C_i : costo del kW. Instalado en 4/kW.

p : factor que contempla amortización e intereses.

- Los gastos variables se pueden expresar de este modo:

$$G_v = P_m \cdot T_u \cdot C_c$$

T_u : Tiempo de utilización en horas.

C_c : Costo del kW-h generado (comb., lubrican. etc.) en \$/kW-h.

Los gastos anuales en consecuencia serán:

$$G = G_f + G_v = P_m \cdot C_i \cdot p + P_m \cdot T_u \cdot C_c$$

El costo anual por unidad de potencia será:

$$G/P_m = C_i \cdot p + T_u \cdot C_c$$

Y el costo de la unidad de energía (kW-h) será de:

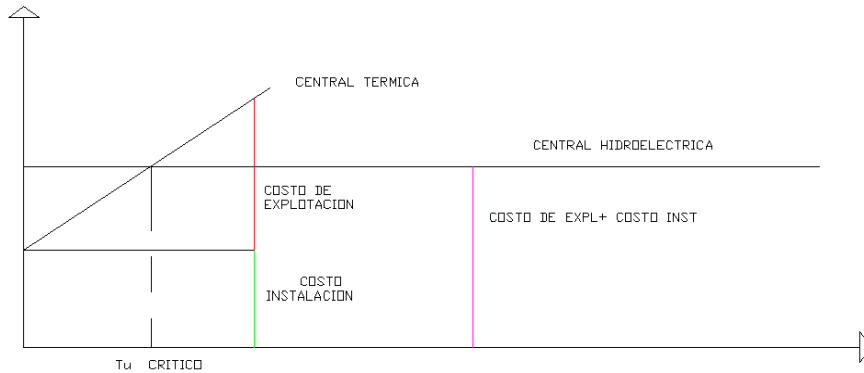
$$g = G/P_m T_u = C_i \cdot p/T_u + C_c (\$/kW-h)$$

Se observa que cuanto mayor es el tiempo de utilización de una central, tanto menor es el costo del kW-h. Para cada tipo de Central Térmica o hidráulica se tendrá distintas curvas de gastos anuales. De acuerdo al T_u de un sistema será conveniente la radicación de una u otro tipo de central de energía.

En función del valor del T_u de un sistema se hará funcionar las centrales como punta o como base, buscándose siempre la mayor economía en la explotación.

CENTRALES DE PUNTA Y DE BASE

Centrales de base serán aquellas que producirán las grandes masas de energía del sistema, es decir, atenderán la demanda sostenida del sistema. Normalmente se utilizan como Centrales de base las grandes centrales térmicas, las que se operan a pleno obteniéndose el máximo rendimiento de las instalaciones. (Se busca disminuir el costo del kW-h. en el que tiene gran incidencia el consumo de combustible); de este modo además se evita las paradas y puesta en marcha que inciden notablemente sobre la vida útil de cualquier central térmica, teniéndose presente además la inercia que poseen en general las instalaciones generadoras de vapor.



Se utilizan también como centrales de base las grandes centrales hidroeléctricas de agua corriente, las que se complementan con las anteriores obteniéndose un precio promedio aceptable del kW-h generado. Los incrementos o picos de la demanda son atendidos en forma progresiva por las denominadas centrales de punta, las que se van colocando en forma paulatina: 1° se operan las centrales hidráulicas las que en pocos minutos están en condiciones de afrontar cargas y por último se utilizan las turbinas de gas y motores diesel, instalaciones éstas que funcionan muy pocas horas por su elevado costo de explotación y mantenimiento. Las puntas son asimismo atendidas por las centrales de bombeo, cuya energía es de alto valor de producción, pero también de alto valor de venta.

COMERCIALIZACION:

Una vez cumplidas las etapas de producción, transmisión y distribución, las Empresas prestatarias del servicio público de electricidad, ponen a disposición de los usuarios la energía eléctrica, desarrollándose la etapa de comercialización de la misma. Esta comercialización debe estar implementada adecuadamente para que pueda subsistir el sistema, es decir, que la comercialización generará los fondos que permita atender los costos derivados de la explotación (mano de obra, combustible, repuestos, etc.), la extensión propia o vegetativa de la red y producir una utilidad razonable. Esto último se logra a través de adecuadas mediciones de los consumos de energía y con un cuadro tarifario.

MEDICION:

Dadas las diversas formas de utilización de la energía ha obligado a las Empresas a realizar una serie de mediciones, de la que se pasa a ser una breve descripción.

1.- Energía activa $W = (U.I.\text{sen}\phi) \cdot t$ (medida en kWh.). Esta es la energía que se transforma en calor y trabajo mecánico y de allí que también se la conozca con el nombre de energía útil.

Es la que se desarrolla en las lámparas de incandescencia, estufas, hornos eléctricos a Resistencia, trabajo útil de los distintos motores eléctricos, etc.). Se suele medir esta energía utilizando medidores de energía a inducción, los que podrán ser monofásicos o trifásicos. Esta medición se efectúa sobre todos los usuarios de energía. Esta energía es la de mayor conveniencia para la empresa prestataria del servicio, dado que es la de plena utilización de las instalaciones.

2.- Energía reactiva: $W = t U.I.\text{sen}\phi$ (medida en kVARh). Esta energía es la que permite la creación de campos eléctricos y magnéticos, si bien no es directamente aprovechable, en el sentido que no se traduce en trabajo útil, su presencia es imprescindible, ya que sin ella no funcionarían los motores eléctricos, condensadores, etc.

Se puede efectuar la medición de la energía reactiva, con instrumentos de inducción a los que se le ha adicionado un circuito desfasador de 90° que transforma el medidor de energía activa en otro de energía reactiva. Pueden ser, monofásicos o trifásicos. Se destaca que esta energía no es conveniente a la Empresa productora de la misma, dado que ella implica potencia reactiva en el sistema y en consecuencia en la medida que crece esta potencia, reactiva, crecerá la potencia aparente, lo que involucra gran inversión de capacidad en potencia aparente (k.V.A. de los alternadores instalados) para una pequeña utilización de la misma.

Cuando la energía reactiva asume valores considerables, se coloca medidores, a efectos de cobrarla y es el caso de los establecimientos industriales, en los cuales los consumos son considerables.

La energía reactiva generalmente tiene un valor, mayor que la activa, y esto se realiza de esta manera, a efectos de que el usuario tienda a disminuirla. De lo precedentemente expuesto, surge la conveniencia para los usuarios de corregir el factor de potencia ($\cos \phi$), lo que normalmente se realiza con capacitores y más rara vez con motores sincrónicos.

3.- Medición de demanda máxima:

Las centrales poseen una potencia instalada definida y por consiguiente podrá atender una demanda limitada como así también una cierta energía. Es decir que las usinas poseen una cierta "capacidad de suministro", capacidad que se distribuye entre todos sus usuarios.

Esto trae como consecuencia directa, que a su vez a los usuarios se les fije una cierta capacidad de suministro a efectos de que no se supere la potencia instalada en el sistema.

Como elemento de control, refiriéndonos a usuarios de cierta envergadura, se les instalan medidores o indicadores de demanda máxima, a efectos de que el usuario no tome más potencia que la convenida contractualmente. Si el usuario supera la potencia contratada, se le aplica una penalidad por este concepto.

Vamos a definir como capacidad de suministro, la potencia en kW promedio de 15 m que la Empresa pondrá a disposición del consumidor en cada punto de entrega. Definimos también el factor de utilización y tiempo de utilización del suministro, los que se realicen en forma mensual:

$$F.U. = \frac{kWh(mensuales)}{750hs./mes \times cap.sum.} \cdot 100 \quad ; \quad T.U. = 730 h \times F.U.$$

Cabe recordar que mientras mayor sea el factor de utilización, tanto menor es el costo del

kWh., es de allí, que los usuarios deberían tender a explotar sus instalaciones de modo tal de obtener el mayor valor del factor de utilización.

Con relación a la medición de la demanda máxima, esta se efectúa con un vatímetro cuya aguja se detiene en el valor máximo medido, sin retornar al valor 0, como es habitual en este tipo de instrumentos, el retorno al 0 se realiza manualmente una vez efectuada la medición.

Medición en doble tarifa:

Con el objeto de incrementar el tiempo de utilización, las Empresas de distribución de energía tienden a “aplanar” la curva de carga diaria, es decir, tienden a disminuir los picos y a cubrir los valles de la citada curva; esto es lo mismo que decir que tienden a obtener una potencia media lo mayor posible.

Una forma de cubrir los valles, es hacer que los consumos de las horas pico se trasladen hacia los valles, lo que se consigue implementando un adecuado régimen tarifario; se fijan tarifas preferenciales, es decir, de menor costo, para los consumos en horas de valle, y se colocan en las instalaciones, medidores de doble tarifa. Son contadores que llevan incluido un reloj, el que en ciertas horas del día, cambia una relación de engranajes, pasando la indicación de una tarifa “alta” a la denominada tarifa “baja”.

En Mendoza este es el caso típico de los consumos para riego agrícola.

Tarifas eléctricas:

La Ley Nacional n° 15336, denominada ley de la energía eléctrica, en su artículo 39° se refiere a precios y tarifas. Especifica que el Poder Ejecutivo Nacional fijará los precios y tarifas para la energía eléctrica que se comercializan “los servicios públicos de jurisdicción nacional, los que dentro del principio de lo justo y razonable deberán responder básicamente a los siguientes conceptos”:

a) costos de capital (fondos de renovación y reserva, impuestos, seguros, amortizaciones e intereses de capital); b) sueldos y jornales; c) gastos generales; d) combustibles y lubricantes; e) pérdidas de energía. En el artículo 40 se establece que: “Las tarifas y precios serán establecidos sobre la base de la demanda probable estimada como conveniente, que soporte cada central durante el año”.

Los costos así establecidos según el art. 39° dividido la demanda probable de energía anual (art. 40°) determinan lo que se llama “el costo medio de la energía a vender” en \$/kWh. Quedan así determinados los ingresos de explotación de la empresa.

Definido el monto de los ingresos que se consideran adecuados, corresponde abordar propiamente el problema de tarifas, esto es, el diseño o elaboración de escalas específicas de precios que se han de aplicar a los servicios suministrados a los diferentes tipos de consumidores. El servicio eléctrico es una combinación de cantidad, intensidad y oportunidad del uso de la energía, que es propia de cada consumidor, y que tiene una influencia decisiva en el régimen de costos de la empresa. Por esta razón, no puede hablarse estrictamente del precio de la energía eléctrica sin especificar las condiciones en que esta energía se suministra.

De allí la necesidad de disponer de tarifas, que no son precios sino tablas o escalas de precios que valen para las múltiples modalidades de consumo que se presentan en la práctica. Así por ejemplo, el servicio eléctrico que se suministra a un consumidor industrial importante no queda definido solo por la cantidad de energía consumida (kWh) sino que además, por otros elementos tales como, demanda máxima (kW), factor de carga, factor de potencia ($\cos \phi$), tensión de entrega, restricción de demanda en horas de punta, proporción de energía térmica (ajuste por combustible) etc.

Ante esta problemática, le cabe a la entidad reguladora adoptar una posición de equidad frente a los intereses divergentes de la empresa abastecedora y de los consumidores. Tal criterio queda expresado en el principio de lo que los precios aplicados a los consumidores y las utilidades obtenidas por la empresa deben ser “justos y razonables”.

Actualmente los costos se distribuyen en tres funciones o elementos principales: 1) demanda o capacidad; 2) energía y 3) tipo de consumidor. Con lo anteriormente expuesto se clasifican todos los consumos en diversos grupos o categorías, de modo que cada una de éstas reúna a consumidores de características más o menos similares. Quedan así definidos los elementos que componen el “Régimen Tarifario”, que para nuestro país se clasifica de la siguiente manera (AyEE): Tarifa n°1 (residencial) se aplica a los servicios eléctricos prestados en general a casas o departamentos destinados a vivienda, cuya demanda máxima no supere los 20 kW. Tarifa n°2 (servicio general) se aplica en establecimientos comerciales. Tarifa n°3 (alumbrado público). Tarifa n°4 (autoridades) Se aplica en reparticiones públicas. Tarifa n°5 (grandes potencias) se aplica en establecimientos comerciales e industriales cuya capacidad de suministro sea de 50 kW o más. Tarifa n°6 (sistema de transmisión interconectado) se aplica a los servicios eléctricos prestados en alta tensión. Tarifa n°7 (sistema de generación interconectado) se aplica a los servicios eléctricos prestados directamente desde centrales o estaciones transformadoras.

Además, cada una de estas tarifas, está subdividida en diferentes bloques que pueden ser: a) un precio por cargo fijo mensual o por kW de capacidad de suministro, haya o no consumo de energía, b) un precio por corto rango de energía consumida, que a su vez puede tener varios rangos, de tal manera que al aumentar el consumo, el precio por kW disminuye.

En las tarifas, también suele hacerse referencia a los casos de consumo en horas de pico, Fuera de pico y nocturno; todo esto tendiendo a desalentar el consumo en horas de máxima y fomentarlo en horas de valle.

Por último, los cuadros tarifarios dependiente de la Nación, contemplan diferentes valores para las distintas zonas en que se ha dividido el país, a saber: Central, Cuyo, Litoral, Mar del Plata, Noreste, Norte y Patagónico.

Cabe destacar que dentro de los regímenes tarifarios existen tarifas preferenciales para aquellas industrias que sean de carácter electro intensivas, es decir para aquellas industrias en las que la energía eléctrica es un insumo muy importante en el costo total del producto, por ejemplo la industria electrometalúrgica (ferro aleaciones) a las que se les hace un descuento del 30% de la tarifa 6 ó 7, según corresponda, dado que la energía eléctrica, puede representar entre un 25 al 30% del costo total del producto.

CENTRALES NUCLEARES

- Conceptos básicos de Física Nuclear

El átomo

La teoría atómica-molecular fue establecida a principios del siglo XIX; Dalton, Avogadro y Proust fueron sus principales artífices. Según ella, la materia es discontinua, de tal modo que la menor parte que se puede obtener de un cuerpo es una molécula. Las moléculas, a su vez, pueden dividirse en unas entidades menores denominadas átomos; las moléculas de los cuerpos simples (elementos químicos) están formadas por átomos iguales entre sí, mientras que las moléculas de los cuerpos compuestos están formadas por átomos de dos o más clases. También afirmaba esta teoría que los átomos eran indivisibles, a lo que alude su nombre ("átomos" significa "no divisible" en griego), y que todos los átomos de un mismo elemento eran iguales. Por lo tanto, podemos definir un átomo como "la parte más pequeña y eléctricamente neutra de que está compuesto un elemento químico y que puede intervenir en las reacciones químicas sin perder su integridad". Hoy se conocen 107 elementos químicos distintos algunos de los cuales no existen en la naturaleza y se han obtenido artificialmente.

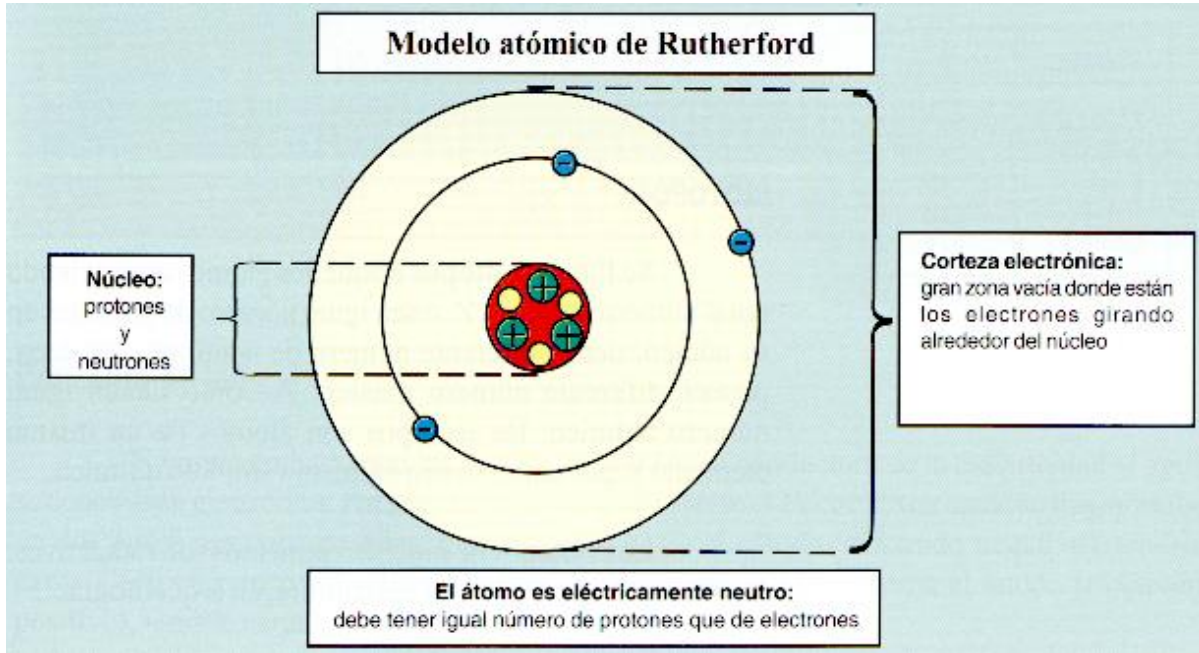
Una serie de descubrimientos que tuvieron lugar en el último tercio del pasado siglo y primer tercio del presente obligaron a revisar esta teoría atómica:

- La ley periódica de Mendeleiev
- Las teorías sobre la ionización
- La radiactividad

Dieron lugar a que, primero, Rutherford y, luego, Bohr y Heisenberg establecieran el modelo atómico hoy vigente. Según este modelo el átomo no es indivisible sino que está formado por entidades más pequeñas, llamadas "partículas elementales" En el átomo se pueden considerar dos partes:

- Una central o núcleo atómico formado por protones y neutrones.
- Una parte externa o corteza, formada por electrones (hay tantos electrones en la corteza como protones en el núcleo, por lo cual el átomo es eléctricamente neutro), los cuales giran alrededor del núcleo a semejanza de los planetas que giran alrededor del Sol.

El radio del átomo es de unos 10^{-8} cm, y el del núcleo es de 10^{-13} cm, lo que nos indica que la materia está casi totalmente vacía.



Partículas elementales

Las tres partículas elementales que entran a formar parte del átomo son: el electrón, el protón y el neutrón.

- **Electrón**
El electrón posee una masa de $9.11 \cdot 10^{-31}$ kg (aproximadamente $1/1800$ de la masa del protón) y una carga negativa de $1.602 \cdot 10^{-19}$ C (este valor se toma como unidad en física nuclear).
- **Protón**
El protón tiene una masa de $1.637 \cdot 10^{-27}$ kg y una carga positiva igual en valor absoluto a la carga del electrón.
- **Neutrón**
El neutrón tiene una masa ligeramente inferior a la del protón y carece de carga eléctrica.

Hoy se sabe que el protón y el neutrón no son esencialmente distintos, sino que son dos estados de una misma partícula denominada nucleón, de tal modo que un neutrón puede desintegrarse en un protón más un electrón, sin que ellos signifiquen que el electrón existiese anteriormente, sino que se forma en el momento de la

desintegración. Análogamente, un protón puede transformarse en un neutrón para lo que ha de emitir un electrón positivo (positrón).

Otra partícula de gran importancia en física nuclear es el neutrino, que, aunque carece de masa y carga, posee energía y cantidad de movimiento. La existencia del neutrino se dedujo a partir de consideraciones teóricas que hacían necesaria la existencia de esta partícula si determinados procesos subatómicos habían de cumplir las leyes de la física.

El estudio de la radiación cósmica, así como los experimentos que se llevan a cabo en los aceleradores de partículas, han permitido comprobar la existencia de un número mucho mayor de partículas elementales, todas ellas de vida efímera, es decir, que se desintegran en otras; estas partículas han recibido los nombres de muones, tauones, mesones, hiperones. El número de partículas elementales descubiertas hasta la fecha rebasa el centenar.

También se sabe que además de cada partícula existe la antipartícula correspondiente, la cual posee la misma masa que ella e igual carga pero de signo contrario. Así el antiprotón es una partícula con la misma masa que el protón pero cuya carga es una unidad negativa; el antielectrón (positrón) es igual que un electrón con carga positiva.

Las antipartículas tienen una vida muy corta, ya que cuando se encuentran con su partícula se aniquilan liberando energía.

Isótopos

Una especie atómica viene definida por dos números enteros:

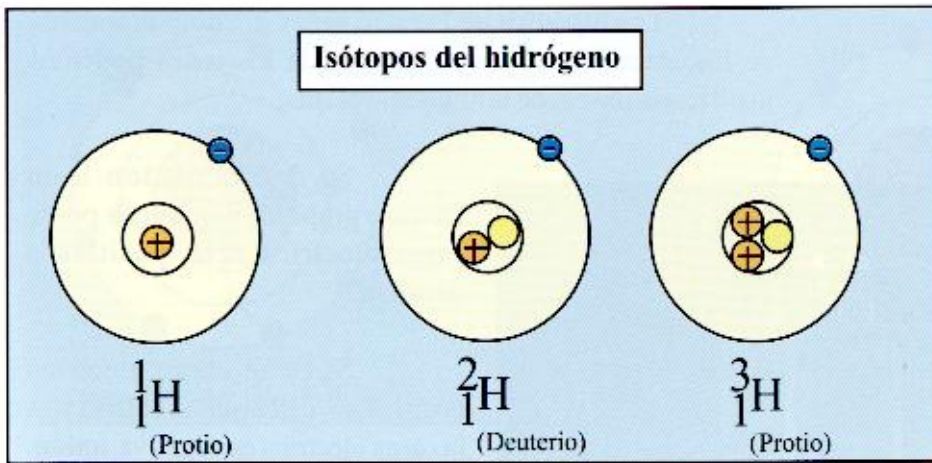
- Número atómico, Z :
Nos indica el número de protones que hay en el núcleo. Define el elemento químico al que pertenece el átomo; es decir, independientemente del número de neutrones que posean, todos los átomos que tienen un protón son átomos de hidrógeno, todos los que tienen ocho protones son átomos de oxígeno, etc.
- Número másico, A :
Nos da el número de protones más neutrones que hay en el núcleo, o sea, el número de nucleones. Al ser la unidad de masa atómica (u) muy próxima al valor de la masa del protón, el número másico es el número entero más próximo a la masa (expresada en " u ") del átomo en cuestión; es decir, todos los átomos con $A=2$ tienen una masa atómica de aproximadamente, 2 unidades de masa atómica; los que tienen $A=235$, tienen una masa de unas 235 unidades de masa atómica.

Ocurre que existen varias especies atómicas (o clase de átomos) que tienen el mismo número atómico pero poseen números másicos distintos. Esto significa

que, dentro de cada elemento químico, existen varias especies atómicas que difieren en su masa atómica. Estas especies de un mismo elemento se llaman isótopos, nombre que alude (isos: igual; topos: lugar) a que estos átomos ocupan el mismo lugar en la tabla periódica de los elementos.

Por ejemplo, el hidrógeno tiene tres isótopos:

- El isótopo con $A=1$, denominado protio, que carece de neutrones.
- El isótopo con $A=2$, llamado deuterio (que posee un neutrón).
- El isótopo con $A=3$, denominado tritio, que posee dos neutrones.



Simbólicamente cada núcleo de un determinado elemento se representa por:



Donde M es el símbolo del elemento químico al que pertenece, y A y Z , son sus números másico y atómico respectivamente.

Radiactividad

La radiactividad fue descubierta por el científico francés Antoine Henri Becquerel en 1896. El descubrimiento tuvo lugar de una forma casi ocasional: Becquerel realizaba investigaciones sobre la fluorescencia del sulfato doble de uranio y potasio y descubrió que el uranio emitía espontáneamente una radiación misteriosa. Esta propiedad del uranio (después se vería que hay otros elementos

que la poseen) de emitir radiaciones, sin ser excitado previamente, recibió el nombre de radiactividad.

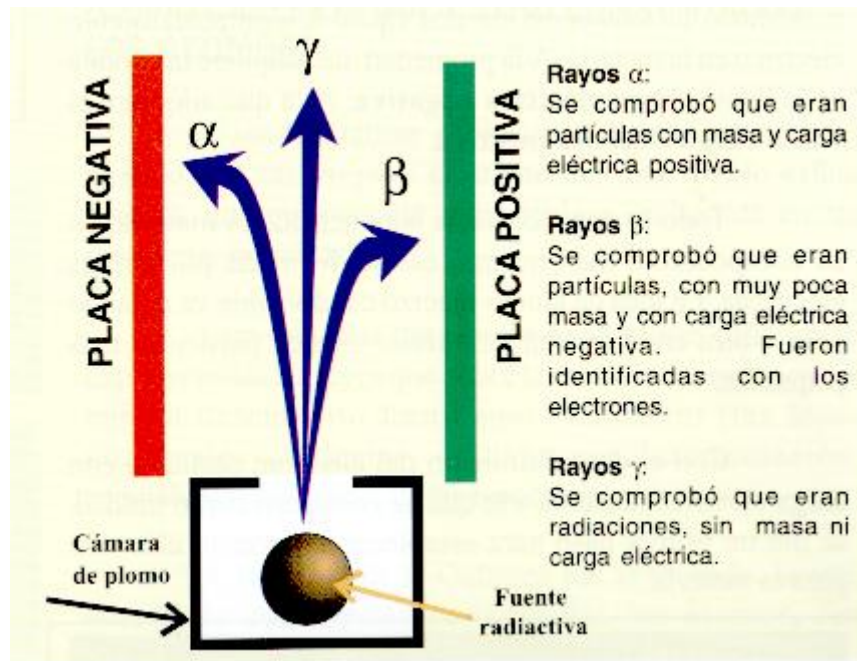
El descubrimiento dio lugar a un gran número de investigaciones sobre el tema. Quizás las más importantes en lo referente a la caracterización de otras sustancias radiactivas fueron realizadas por el matrimonio, también francés, Pierre y Marie Curie, quienes descubrieron el polonio y el radio, ambos en 1898.

La naturaleza de la radiación emitida y el fenómeno de la radiactividad fueron estudiados en Inglaterra por Ernst Rutherford, principalmente, y por Frederick Soddy. Como resultado pronto se supo que la radiación emitida podía ser de tres clases distintas, a las que se llamó alfa, beta y gamma, y que al final del proceso el átomo radiactivo original se había transformado en un átomo de naturaleza distinta, es decir, había tenido lugar una transmutación de una especie atómica en otra distinta.

Hoy sabemos que la radiactividad es una reacción nuclear de "descomposición espontánea", es decir, un núcleo inestable se descompone en otro más estable que él, a la vez que emite una "radiación". El núcleo hijo (el que resulta de la desintegración) puede no ser estable, y entonces se desintegra en un tercero, el cual puede continuar el proceso, hasta que finalmente se llega a un núcleo estable. Se dice que los sucesivos núcleos de un conjunto de desintegraciones forman una serie radiactiva o familia radiactiva.

Clases de radiaciones

Al estudiar el fenómeno de la radiactividad, Rutherford descubrió que la radiación emitida por una desintegración radiactiva podía ser de tres clases: alfa, beta y gamma; además también hay que considerar la emisión de neutrones.



La radiación alfa (□): Está formada por núcleos del isótopo 4 del helio, es decir, está constituida por una radiación corpuscular, en la que cada corpúsculo está formado por dos protones y dos neutrones. Ello significa que tiene una masa atómica de 4 u. y una carga eléctrica de 2 unidades positivas. Estos protones y neutrones formaban antes parte del núcleo que se ha desintegrado.

□ La radiación beta (□): Está constituida por electrones, lo que significa que es también de naturaleza corpuscular, en la que cada corpúsculo tiene una masa atómica 1/1800, aproximadamente, y una carga de 1 unidad negativa. A diferencia del caso anterior, el electrón emergente no existía anteriormente en el núcleo sino que procede de la transformación de un neutrón en un protón, que queda dentro del núcleo, y el electrón que es eyectado. Posteriormente, se descubrió la radiación beta positiva, semejante a la beta pero con carga positiva. Está formada por positrones procedentes de la transformación de un protón en un neutrón.

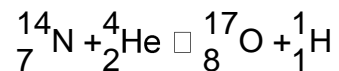
□ La radiación gamma (□): Es de naturaleza electromagnética, semejante a la luz ordinaria o a la radiación X, pero con mucha menor longitud de onda. Es, por lo tanto, de naturaleza ondulatoria, carente de masa en reposo y de carga. Esta radiación tampoco existía antes en el núcleo, sino que es energía que se emite como consecuencia de un reajuste energético del núcleo.

□ Neutrones: En la fisión espontánea, así como en la fisión inducida y en otras reacciones nucleares, se produce una radiación de neutrones, formada por estas partículas, con masa, por lo tanto, de 1 u. y sin carga.

Reacciones nucleares

Por analogía con las reacciones químicas, se llaman reacciones nucleares las interacciones entre núcleos atómicos o entre núcleos atómicos y partículas elementales; por extensión, se incluyen también las interacciones entre partículas elementales.

La primera reacción nuclear llevada a cabo en el laboratorio, la realizó Rutherford, en 1919, bombardeando el isótopo 14 del nitrógeno con partículas alfa. En la reacción se produce el isótopo 17 del oxígeno y un protón. Simbólicamente se representa por la ecuación:



Al igual que en química se considera que la descomposición espontánea de una molécula inestable es la reacción química más simple (reacción monomolecular), la radiactividad es el tipo más simple de reacción nuclear, y es la que se descubrió primero.

En los demás tipos de reacciones nucleares hay, en general, dos núcleos o partículas que reaccionan, para dar lugar a productos de reacción. A semejanza de lo que ocurre en una reacción química, para producir una reacción nuclear normalmente es necesario comunicar al sistema inicial una energía de activación. En la reacción se libera energía, que se manifiesta en forma de energía cinética de los productos de la reacción, acompañada en ocasiones por la producción de radiación gamma.

Una reacción nuclear puede representarse esquemáticamente en la forma:



Donde X e Y son los núcleos inicial y final, a es la partícula empleada como proyectil y b la partícula emergente. Para que ocurra la reacción es necesario que la partícula a tenga una energía suficiente para producirla. En las primeras reacciones nucleares realizadas en el laboratorio se emplearon como proyectiles partículas procedentes de una desintegración radiactiva. Más adelante se construyeron los llamados aceleradores de partículas, donde la energía necesaria se obtiene mediante la acción de campos eléctricos o magnéticos.

Un criterio ampliamente usado para clasificar las reacciones nucleares consiste en definir las sobre la base de las dos partículas incidente y emergente, a y b. Así se

habla de reacciones (n, p) en las que la partícula incidente es un neutrón y la emergente un protón, etc.

Cuando no existían aún los aceleradores, se utilizaba como proyectil la radiación alfa de una desintegración radiactiva; los trabajos de Rutherford en los primeros decenios del siglo XX se centraron en este tipo de reacciones. La construcción de aceleradores de partículas permitió el empleo de otros proyectiles cargados, principalmente protones. En 1934 el físico italiano Enrico Fermi concibió la idea de emplear el neutrón como proyectil y el grupo de investigadores dirigido por él estudió sistemáticamente las reacciones entre neutrones y los diversos elementos de la tabla periódica. En una de estas reacciones, la que tiene lugar entre el uranio 235 y el neutrón, en los últimos días de 1938 Otto Hahn descubrió la fisión.

Entre los tipos más importantes de reacciones nucleares debemos citar:

- **Dispersión:**
En ellas la partícula emergente es de la misma naturaleza que el proyectil. Todo ocurre como si éste hubiese rebotado contra el blanco, aunque nadie podría asegurar que la partícula emergente sea la misma que incidió. Cuando la energía cinética total de los productos originales es igual a la de los productos finales de la reacción se dice que se trata de una dispersión elástica. Si, por el contrario, la energía cinética total de los productos de la reacción es menor que la inicial, diremos que es una dispersión inelástica. En este caso, la diferencia entre ambas energías es absorbida por el blanco, el cual queda excitado.
- **Captura:**

En esta reacción la partícula incidente es absorbida por el blanco sin que se produzca ninguna partícula emergente, con la excepción de fotones gamma.

- **Fisión:**

En este tipo de reacción, un núcleo pesado se rompe en, generalmente, dos fragmentos cuyos tamaños son del mismo orden de magnitud, lo que va acompañado de una emisión de neutrones y radiación gamma, con la liberación de una gran cantidad de energía. Aunque existen casos de fisión espontánea o de fisión por captura de un fotón, la reacción se produce normalmente por la captura de un neutrón.

- **Fusión nuclear:**

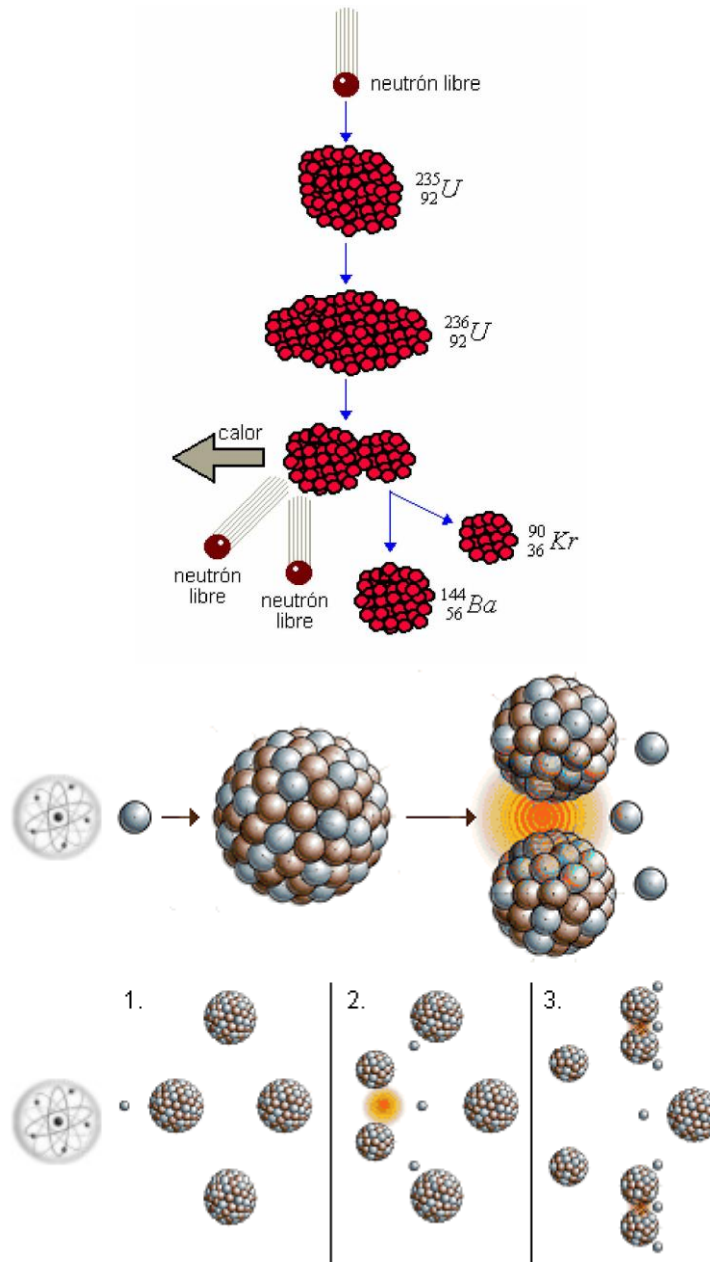
Es una reacción entre dos núcleos de átomos ligeros en la que se produce un núcleo de un átomo más pesado, unido a la liberación de partículas elementales y de una gran cantidad de energía. La energía liberada en el Sol y en las estrellas proviene de reacciones de fusión nuclear.

Reacción de fisión en cadena

La fisión nuclear es una reacción que se produce mediante el bombardeo con neutrones de determinados núcleos, denominados núcleos fisionables. En la fisión acontece que al romperse el núcleo blanco se liberan varios neutrones con una energía igual o superior a la de los neutrones incidentes, lo que permite que los neutrones producidos den lugar a nuevas fisiones, y los liberados en ellas a otras nuevas, etc.

Con ello se puede conseguir que una vez iniciada la reacción no sea necesario continuar con el bombardeo de neutrones externos, sino que la reacción se mantenga por sí misma.

Cuando una vez iniciada una reacción es capaz de mantenerse por sí sola se dice que se trata de una reacción en cadena. Según esta definición, una reacción de fisión nuclear en cadena es un proceso de fisiones nucleares sucesivas en las que todos a partes de los neutrones liberados en cada fisión originan nuevas fisiones, y así sucesivamente.



Cuando un átomo pesado (Uranio, Plutonio) se divide o rompe en dos átomos más ligeros, la suma de las masas de estos últimos átomos obtenidos, más la de los neutrones desprendidos es menor que la masa del átomo original, luego se verifica la fórmula de Albert Einstein $E=MC^2$, por lo que se desprende energía.

Para romper un átomo, se emplea un neutrón (ya que es neutro eléctricamente y no se desvía de su trayectoria), que se lanza contra el átomo a romper, por ejemplo, Uranio. Al chocar el neutrón, el átomo de Uranio-235 se convierte en Uranio-236 durante un brevísimo espacio de tiempo, pues tiene un neutrón más (el que ha chocado con él), siendo este último átomo sumamente inestable,

dividiéndose en dos átomos diferentes y más ligeros que el Uranio-236, desprendiendo 2 ó 3 neutrones (los neutrones desprendidos, dependen de los átomos obtenidos), y liberando energía. Estos neutrones, vuelven a chocar con otros átomos de Uranio-235, liberando otros neutrones, energía y otros dos átomos más ligeros.

Y así sucesivamente, generando de esta forma una reacción en cadena.

En cada reacción sucesiva, se rompen $2n-1$ o $3n-1$ átomos, donde n es 1° , 2° , 3° , 4° , .., reacción. De esta forma, donde más energía se libera es al final, ya que se rompen gran cantidad de átomos, liberándose gran cantidad de energía.

En las centrales nucleares, el proceso que se controla es la parte final, ya que en ellas, se genera energía lentamente, pues de lo contrario el reactor estallaría debido a que la mayor parte de la energía se libera al final. El proceso básico es el siguiente:

Las barras de Uranio enriquecido al 4% con Uranio-235, (el Uranio natural es el U-238, y el fisionable es el U-235, que es un 0.71% del Uranio natural, de ahí que solo un pequeño porcentaje del Uranio se aproveche y se requieran grandes cantidades de éste para obtener una cantidad significativa de U-235. El U-238 no es fisionable ya que es un átomo estable y, al romperlo, no habría diferencia de masa y no se obtendría energía) se introducen en el reactor, y comienza un proceso de fisión. En el proceso, se desprende energía en forma de calor. Este calor, calienta unas tuberías de agua, y esta se convierte en vapor, que pasa por unas turbinas, haciéndolas girar. Estas turbinas giran a su vez un generador eléctrico de una determinada potencia produciendo así electricidad.

Lógicamente, no se aprovecha toda la energía obtenida en la fisión, y se pierde parte de ella en calor, resistencia de los conductores, vaporización del agua, etc.

Los neutrones son controlados para que no explote el reactor mediante unas barras de control que, al introducirse, absorben neutrones, y se disminuye el número de fisiones, con lo cual, dependiendo de cuántas barras de control se introduzcan, se generará más o menos energía. Normalmente, se introducen las barras de tal forma, que solo se produzca un neutrón por reacción de fisión, controlando de esta forma el proceso de fisión. Si todas las barras de control son introducidas, se absorben todos los neutrones, con lo cual se pararía el reactor. Incluso cuando este esté parado el reactor se refrigera para que no se caliente demasiado y funda las protecciones, convirtiéndose en una bomba.

Para conocer en qué condiciones puede tener lugar la reacción de fisión nuclear en cadena, es preciso estudiar las vicisitudes que siguen los neutrones producidos en la fisión. Si imaginamos un neutrón que reacciona con un núcleo de uranio 235, dará lugar a su fisión, proceso en el que como promedio se liberan 2'5 neutrones. Una parte

de los neutrones producidos dará lugar a nuevas fisiones; otra parte será absorbida por núcleos de otros elementos presentes en el sistema, sin dar lugar a fisiones; una última parte escapará al exterior, sin que tampoco origine nuevas fisiones.

Si el número de neutrones del primer grupo es igual a la unidad se habrá obtenido una reacción autosostenida y con un número constante de fisiones por unidad de tiempo, ya que cada neutrón que produjo inicialmente una fisión dará lugar a otro neutrón útil para continuar el proceso. Se dice, entonces, que el sistema forma un conjunto crítico. Si el número de neutrones útiles para producir nuevas fisiones fuera mayor que la unidad, el número de fisiones por unidad de tiempo sería creciente y tendríamos un conjunto hipercrítico. Si, por el contrario, fuera menor que la unidad, la reacción decrecería con el tiempo y acabaría deteniéndose; el conjunto recibe el nombre de subcrítico.

Un conjunto será crítico, hipercrítico o subcrítico dependiendo de la proporción relativa de neutrones en cada uno de los tres grupos, lo que es función de la concentración de átomos de U-235 en el medio, de la concentración y naturaleza de los restantes núcleos presentes, y de la relación entre volumen y superficie del medio donde tiene lugar la reacción.

El hecho de que la fisión pueda dar lugar a una reacción de fisión nuclear en cadena permite que, una vez iniciada ésta, se mantenga por sí misma, lo que significa que puede obtenerse una producción de energía en régimen estacionario. La consecuencia práctica es que la fisión es una reacción nuclear que puede servir como fuente de energía para cubrir necesidades energéticas de la sociedad. Esto es semejante, en un proceso nuclear, a lo que ocurre con las reacciones químicas de combustión, que también sirven como fuentes de energía porque una vez iniciada la combustión del carbón o del petróleo, la reacción se mantiene por sí misma sin necesidad de ninguna acción exterior.

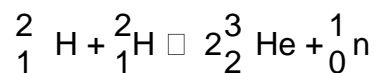
La fusión nuclear

La fusión nuclear es la unión de dos núcleos ligeros para dar otro núcleo más pesado, todo ello acompañado de una enorme liberación de energía. Para que la unión suceda, los núcleos ligeros, con carga eléctrica positiva, se deben aproximar a distancias extremadamente cortas. Ahora bien sabemos que dos cargas de igual signo se repelen tanto más cuanto más cerca estén una de otra. Para acercar un núcleo al otro suficientemente deben tener una enorme velocidad, como sucede cuando están a muy altas temperaturas. La fusión termonuclear sucede en la naturaleza cuando el medio ambiente es extremadamente caliente, como sucede en las estrellas, por ejemplo nuestro Sol. En el centro del Sol la temperatura es de varias decenas de millones de grados, lo que permite la fusión de núcleos ligeros. En el Sol los núcleos de Hidrógeno se

fusionan para dar Helio. Las reacciones de fusión termonuclear producidas en el centro del Sol liberan mucha energía, lo que explica la alta temperatura de este astro. Una muy pequeña parte de esta prodigiosa energía irradiada por el Sol nos llega a la Tierra y es el soporte de la vida en ella. El Sol es un gran reactor nuclear donde la fusión se mantiene permanentemente.

Supongamos que podemos conseguir el choque entre dos átomos de deuterio a gran velocidad. En este caso, los dos núcleos se juntarán por un instante. En circunstancias particulares se puede conseguir que un neutrón salga despedido, mientras que el neutrón restante quede retenido en el nuevo núcleo formado, junto con los dos protones originales.

Se ha producido una reacción nuclear; veamos ahora las consecuencias. En primer lugar, el nuevo núcleo formado resulta de la fusión de dos núcleos individuales de deuterio menos el neutrón perdido; por otro lado, como existen dos protones en el núcleo, se conservan los dos electrones orbitales cuyas cargas negativas compensan y equilibran las cargas positivas de los protones nucleares. Es decir que partiendo de dos átomos de deuterio:



Estos se han fusionado en un sólo núcleo de helio. La reacción nuclear así producida se llama fusión. En la práctica resulta muy difícil provocar una reacción nuclear de este tipo pues para conseguirla es absolutamente necesario que los dos átomos choquen a velocidades enormes; para conseguir estas inmensas velocidades, es preciso aumentar la temperatura de los átomos, y como resulta que este aumento de la temperatura ha de ser de millones de grados, puede comprenderse muy bien que las dificultades técnicas son casi insuperables, cuando se trata de iniciar y controlar una reacción de este tipo. Sin embargo, como las reservas de combustible para provocar esta reacción (el hidrógeno pesado) son prácticamente inagotables (piénsese que todo el hidrógeno contenido en el agua de los océanos, que puede convertirse en deuterio fácilmente) se ha pensado en la fusión para las futuras centrales nucleares. Por esta razón se están realizando, en varios países, trabajos de investigación para lograr un resultado práctico desde el punto de vista comercial.

LA FUSIÓN NUCLEAR EN CALIENTE

Frente a la energía de fisión, que fue la primera en conocerse y dominarse, la gran alternativa de futuro es la fusión nuclear, que resulta ser una fuente inagotable, ya que utiliza el agua, un recurso abundante, barato y limpio.

La fusión nuclear se basa en la energía que se libera de la unión entre los átomos. Concretamente en la fusión intervienen dos isótopos del hidrógeno: el

tritio y el deuterio. Se utilizan estos isótopos porque para que se produzca la fusión de los átomos -su unión- es necesario que sus núcleos tengan la mínima fuerza de repulsión, y esto se logra precisamente con los átomos más ligeros, los de hidrógeno, que sólo tienen un protón en su núcleo. Baste recordar que en la fisión se requiere todo lo contrario, que los núcleos tengan la máxima repulsión posible, lo que se consigue con átomos con muchos protones (polos iguales se repelen).

Como recordará, un átomo está compuesto por un núcleo, formado por neutrones (no siempre) y protones. Estos con carga eléctrica positiva y aquellos con carga neutra (sin carga); a su vez, el átomo consta de una envoltura electrónica a base de electrones, de carga eléctrica negativa. En la naturaleza todos los átomos son eléctricamente neutros, teniendo igual número de protones que de electrones.

Mientras que la fisión nuclear se conoce y puede controlarse bastante bien, la fusión plantea el siguiente gran inconveniente, que hace que continúe en fase de estudio, aunque bien entrado el s. XXI se espera resolver:

Para que la reacción de fusión sea posible hay que vencer la mencionada repulsión electrostática entre dos núcleos igualmente cargados; esto es, al existir núcleos atómicos con igual carga, y en virtud del principio de que cargas iguales se repelen, hay que aplicar una gran energía para conseguir la unión de las mismas.

Esto se logra gracias al calor, aplicando temperaturas de millones de grados. El problema referido proviene de la dificultad de encontrar un reactor que aguante esa temperatura.

Dicha temperatura se logra en el interior de una explosión de fisión, que es el comienzo de toda bomba de fusión o bomba H, cuyo padre científico fue Edward Teller.

Con este calor se crea un nuevo estado de la materia, el plasma, en el que se da un absoluto desorden de iones y electrones. Una vez acabada la reacción de fusión nos encontraremos con una esfera expandida con una temperatura de millones de grados en la que pululan los productos de la fusión (litio e isótopos del hidrógeno), tal es su velocidad que pueden fundirse unos con otros dando lugar a la reacción de fusión. Esta reacción genera más energía que la anterior y libera gran cantidad de partículas nucleares, pero no es una reacción en cadena, ya que el propio calor que genera hace que las partículas se separen y se expandan en forma de una esfera de plasma con una temperatura que tan sólo experimenta el universo de manera natural en muy raras ocasiones (en forma de supernova).

De esta forma cada gramo de Hidrogeno produce del orden de 173.000 Kilovatios/hora.

Cómo se puede conseguir la fusión.-

Hay formas de conseguir la energía nuclear de fusión que se están experimentando actualmente, el confinamiento magnético y el confinamiento inercial.

- Confinamiento magnético.- Se consigue crear y mantener la reacción gracias a grandes cargas magnéticas que hacen las veces de muros de contención de las cargas nucleares. La explicación es la siguiente:

Puesto que el plasma está formado por partículas cargadas, éstas deben moverse describiendo hélices a lo largo de las líneas magnéticas. Disponiendo estas líneas de manera que se cierren sobre sí mismas y estén contenidas en una región limitada del espacio, las partículas estarán confinadas a densidades más modestas durante tiempos lo suficientemente largos como para conseguir muchas reacciones de fusión.

- Confinamiento inercial.- El calentamiento se consigue con láseres de gran potencia y el confinamiento del plasma con la propia inercia de la materia. Este plasma se contiene por muy poco tiempo (microsegundos), pero a densidades muy altas (produciéndose muchas reacciones).

La investigación actual se está inclinando más por el confinamiento magnético, habiéndose descubierto recientemente un nuevo método para mantener la reacción, cambiando el campo magnético de la forma cilíndrica a otra aproximadamente en forma de cuerno de toro.

También se ha hablado de la fusión en frío, para evitar los problemas antedichos. Este sistema lo propuso hace pocos años un importante científico, que supondría un gigantesco avance en este campo.

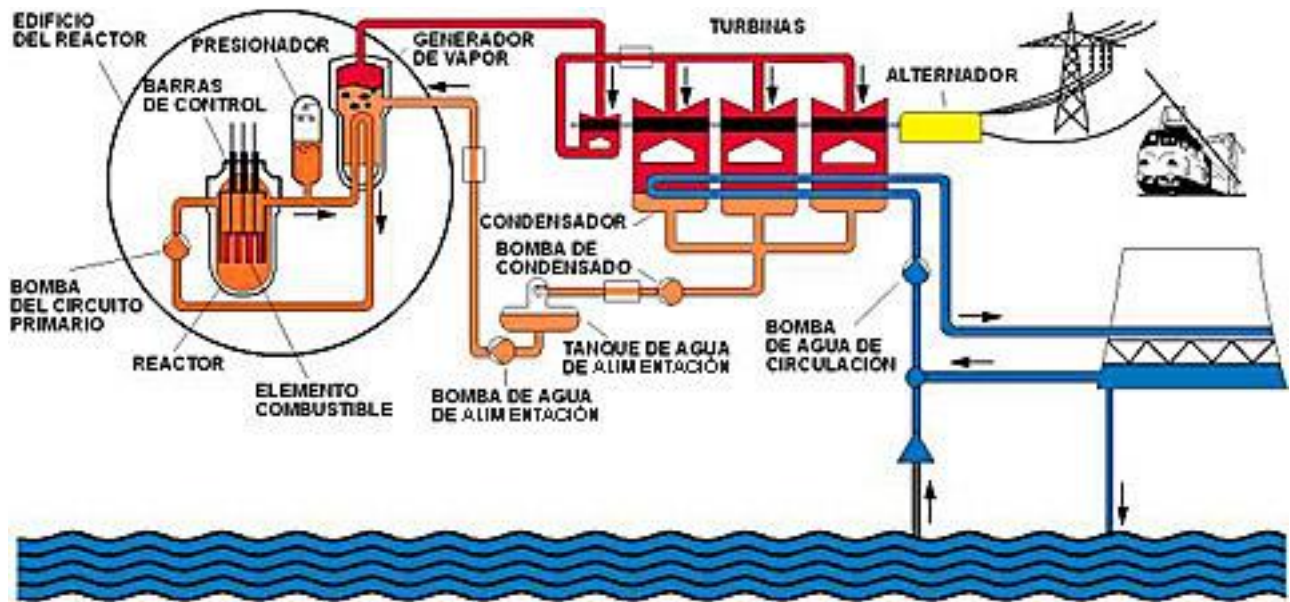
Desgraciadamente, y como la inversión en los otros dos sistemas ha sido grandísima y costaría mucho dinero cambiar los métodos de investigación a esta nueva vía, aparte de las presiones de los científicos que ahora investigan, que vieron peligrar sus subvenciones, al descubridor de la fusión en frío poco menos que se le lapidó, no volviéndose a oír hablar de él ni de su sistema. Científicos más objetivos consideran que con ello se han perdido al menos 40 ó 50 años en la investigación de la fusión. Podemos decir con orgullo que España se encuentra en los primeros puestos en cuanto a investigación de la energía de fusión, disponiendo de prestigiosos científicos dedicados a esta materia y con gran reconocimiento internacional.

La reacción de fusión se suele conseguir por la unión del tritio y el deuterio (isótopos del hidrógeno) para conseguir una partícula X (alfa) logrando el calor necesario.

El deuterio se encuentra en un 0`15% en el hidrógeno, y el tritio se extrae del litio, muy abundante en el agua, por lo que no hay problemas en cuanto a estas materias primas.

Funcionamiento de una central nuclear

El esquema general de una central nuclear tipo, puede ser el siguiente:



En este esquema se observan las tres partes de una central nuclear tipo:

- Circuito Primario, (Edificio del Reactor)
- Circuito Secundario, (Generación de electricidad)
- Circuito de Refrigeración

Circuito Primario



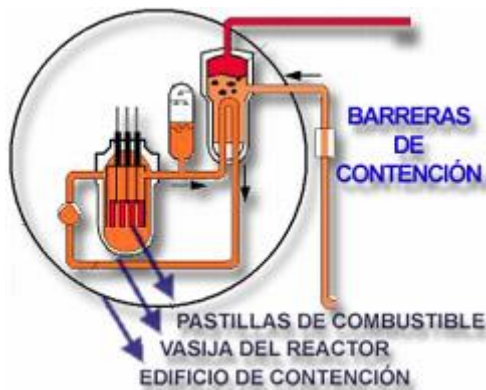
El circuito primario es estanco y está formado por la vasija del reactor que contiene el núcleo, el presionador y tres lazos. Cada uno incorpora un generador de vapor y una bomba principal.

El agua desmineralizada que circula por su interior toma el calor producido en el reactor por la fisión nuclear y lo transporta hasta el generador de vapor. En él, un segundo flujo de agua independiente del primero, absorbe el calor a través de su contacto exterior con las tuberías por las que circula el agua desmineralizada del circuito primario. Por fin,

dicho fluido retorna a la vasija del reactor tras ser impulsado por las bombas principales.

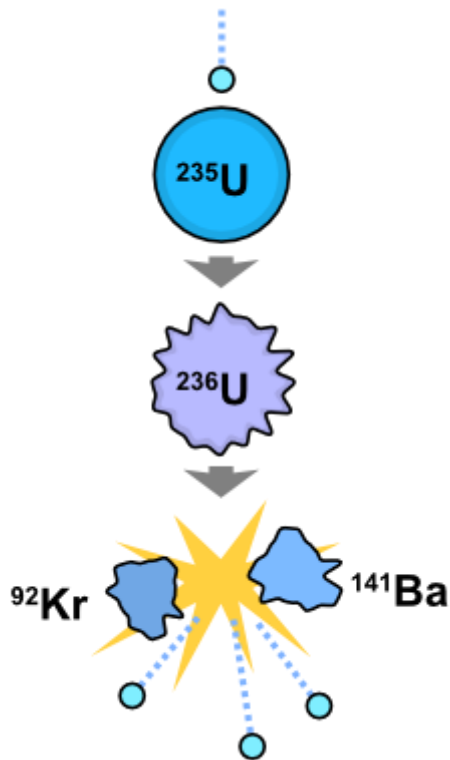
El reactor y su circuito de refrigeración están contenidos dentro de un recinto hermético y estanco, llamado "Contención" consistente en una estructura esférica de acero de 53 m de diámetro, construida mediante planchas de acero soldadas de 40 mm de espesor y que se soporta sobre una estructura de hormigón en forma de cáliz que se apoya sobre la losa de cimentación de 3'5 m de espesor. La Contención está ubicada en el interior de un segundo edificio, también de hormigón y cuyas paredes exteriores tienen un espesor de 60 cm, llamado edificio del Anillo del Reactor. Este tiene forma cilíndrica y está rematado por una cúpula semiesférica, que sirve de blindaje biológico. El funcionamiento del circuito primario se complementa con la presencia de una serie de sistemas auxiliares que aseguran el control de volumen, purificación y desgasificación del refrigerante.

La salida al exterior tanto de la radiación como de productos radiactivos es imposible por tres barreras físicas, asegurando cada una de ellas, que la hipotética rotura de una barrera sea soportada por la siguiente.



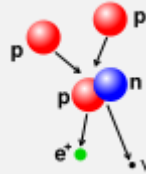
- 1ª Barrera: Las vainas que albergan el combustible.
- 2ª Barrera: La propia vasija del reactor integrada en el circuito primario.
- 3ª Barrera: El recinto de contención, estructura esférica de acero recubierto de hormigón.

Fisión nuclear



Fisión nuclear de un átomo de uranio-235

Nucleosíntesis



- Nucleosíntesis estelar
- Nucleosíntesis primordial
- Nucleosíntesis de supernovas
- Espalación de rayos cósmicos

Temas Relacionados

- Astrofísica
- Química nuclear
- Fusión Nuclear
 - Proceso-R
 - Proceso-S
- Fisión nuclear

editar

En química y física, fisión es un proceso nuclear, lo que significa que tiene lugar en el núcleo del átomo. La fisión ocurre cuando un núcleo se divide en dos o más núcleos pequeños, más algunos subproductos. Estos subproductos incluyen neutrones libres, fotones (generalmente rayos gamma) y otros fragmentos del núcleo como partículas alfa (núcleos de Helio) y beta (electrones y positrones de alta energía).

La fisión de núcleos pesados es un proceso exotérmico lo que supone que se liberan cantidades sustanciales de energía. El proceso genera mucha más energía que la liberada en las reacciones químicas; la energía se emite, tanto en forma de radiación gamma como de energía cinética de los fragmentos de la fusión, que calentarán a la materia que se encuentre alrededor del espacio donde se produzca la fisión.

La fisión se puede inducir por varios métodos, incluyendo el bombardeo del núcleo de un átomo fisionable con otra partícula de la energía correcta; la otra partícula es generalmente un neutrón libre. Este neutrón libre es absorbido por el núcleo,

haciéndole inestable (como una pirámide de naranjas en el supermercado llega a ser inestable si alguien lanza otra naranja en ella a la velocidad correcta). El núcleo inestable entonces se partirá en dos o más pedazos: los productos de la fisión e incluyen dos núcleos más pequeños, hasta siete neutrones libres (con una media de dos y medio por reacción), y algunos fotones.

Los núcleos atómicos lanzados como productos de la fisión pueden ser varios elementos químicos. Los elementos que se producen son resultado del azar, pero estadísticamente el resultado más probable es encontrar núcleos con la mitad de protones y neutrones del átomo fisionado original.

Los productos de la fisión son generalmente altamente radiactivos: no son isótopos estables; estos isótopos entonces decaen, mediante cadenas de desintegración.

El alemán *Otto Hahn, descubridor de la fisión nuclear, recibe en *1944 el premio Nobel de química, ampliando así el campo de estudio de la química, por lo tanto, la fisión nuclear, corresponde al campo de estudio de la química y de la física.

Induciendo la Fisión

En 1944, el Premio Nobel de química, fue otorgado para el alemán Otto Hahn, por el descubrimiento de la fisión nuclear de los átomos, ampliando así el campo de la química, por lo tanto, la fisión nuclear corresponde al estudio de la química y la física.

- Aunque la fisión es prácticamente la desintegración de materia radiactiva comenzada a menudo lo más fácilmente posible (inducido) por la absorción de un neutrón libre, puede también ser inducida lanzando otras cosas en un núcleo fisionable. Estas otras cosas pueden incluir protones, otros núcleos, o aún los fotones de gran energía en cantidades muy altas (porciones de rayos gammas).
- Muy rara vez, un núcleo fisionable experimentará la fisión nuclear espontánea sin un neutrón entrante.
- Inducir la fisión es más fácil en los elementos cuanto más pesado, mejor. La fisión en cualquier elemento más pesado que el hierro produce energía, y la fisión en cualquier elemento más liviano que el hierro requiere energía. Lo contrario también es verdad en las reacciones de fusión nuclear - la fusión de los elementos más livianos que el hierro produce energía, y la fusión de los elementos más pesados que el hierro requiere energía.
- Los elementos más frecuentemente usados para producir la fisión nuclear son el uranio y el plutonio. El uranio es el elemento natural más pesado; el plutonio experimenta desintegraciones espontáneas y tiene un período limitado. Así pues, aunque otros elementos pueden ser utilizados, estos tienen la mejor combinación de abundancia y facilidad de la fisión.

Reacción en cadena [editar]

Artículo principal: Reacción en cadena

Una reacción en cadena ocurre como sigue: un acontecimiento de la fisión ocurre, lanzando 2 o más neutrones como subproductos. Estos neutrones se escapan en direcciones al azar y golpean otros núcleos, incitando a estos núcleos para experimentar la fisión. Puesto que cada acontecimiento de la fisión lanza 2 o más neutrones, y estos neutrones inducen otras fisiones, el proceso se construye rápidamente y causa la reacción en cadena. El número de los neutrones que se escapan de una cantidad de uranio depende de su área superficial. Solamente los materiales fisibles son capaces de sostener una reacción en cadena sin una fuente externa de neutrones.

Masa crítica [editar]

Artículo principal: Masa crítica

La masa crítica es la mínima cantidad de material requerida para que el material experimente una reacción nuclear en cadena. La masa crítica de un elemento fisionable depende de su densidad y de su forma física (barra larga, cubo, esfera, etc.). Puesto que los neutrones de la fisión se emiten en direcciones al azar, para maximizar las ocasiones de una reacción en cadena, los neutrones deberán viajar tan lejos como sea posible para maximizar las posibilidades de que cada neutrón chocará con otro núcleo. Así, una esfera es la mejor forma, y la peor es probablemente una hoja aplanada, puesto que la mayoría de los neutrones volarían de la superficie de la hoja y no chocarían con otros núcleos.

También es importante la densidad del material. Si el material es gaseoso, es poco probable que los neutrones choquen con otro núcleo porque hay demasiado espacio vacío entre los átomos que un neutrón volaría probablemente entre ellos sin golpear nada. Si el material se pone bajo alta presión, los átomos estarán mucho más cercanos y las ocasiones de una reacción en cadena son mucho más altas. La alta compresión puede ser alcanzada poniendo el material en el centro de una implosión, o lanzando un pedazo de ella contra otro pedazo de ella muy, muy fuertemente (con una carga explosiva, por ejemplo). Una masa crítica del material que ha comenzado una reacción en cadena se dice que se convierte en supercrítica.

Efectos de los isótopos

El uranio natural se compone de tres isótopos: U-234 (0.006%), U-235 (0.7%), y U-238 (99.3%). La velocidad requerida para un acontecimiento de la fisión contra acontecimiento de la captura de la no-fisión es diferente para cada isótopo.

El U-238 tiende para capturar los neutrones de velocidad intermedia (creando U-239, sin fisión que posteriormente se transforma en Plutonio-239 que también es fisil). Los neutrones de alta velocidad tienden a tener colisiones inelásticas con el U-238, que sólo desaceleran a los neutrones. Entonces, U-238 tiende tanto a

reducir la velocidad de los neutrones rápidos como a después capturarlos cuando consiguen a una velocidad intermedia. Debido a su capacidad de producir material fisil a este tipo de materiales se les suele llamar fértiles.

El U-235 se fisiona con una gama mucho más amplia de velocidades de neutrones que el U-238. Puesto que el U-238 afecta a muchos neutrones sin inducir la fisión, tenerlo en la mezcla es malo para promover la fisión. Así pues, si separamos el U-235 del U-238 y desechemos el U-238, promovemos una reacción en cadena. De hecho, la probabilidad de la fisión del U-235 con neutrones de alta velocidad puede ser lo suficientemente alta como para hacer que el uso de un moderador sea innecesario una vez que se haya quitado el U-238.

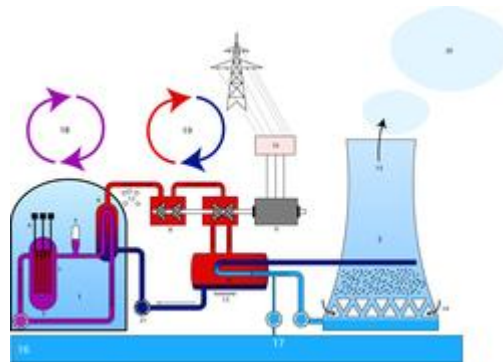
Sin embargo, el U-235 está presente en uranio natural solamente en cantidades muy reducidas (una parte por cada 140). La diferencia relativamente pequeña en masa entre los dos isótopos hace, además, que su separación sea difícil. La posibilidad de separar U-235 fue descubierta con bastante prontitud en el proyecto Manhattan, lo que tuvo gran importancia para su éxito.

Reactor nuclear

Un reactor nuclear es un dispositivo en donde se produce una reacción nuclear controlada. Se puede utilizar para la obtención de energía, la producción de materiales fisionables, como el plutonio, para ser usados en armamento nuclear, la propulsión de buques o de satélites artificiales o para investigación.

Una central nuclear puede tener varios reactores. Actualmente solo producen energía de forma comercial los reactores nucleares de fisión aunque existen reactores nucleares de fusión experimentales.

La potencia de un reactor de fisión puede variar desde unos pocos kW térmicos a unos 4500 MW térmicos (1500 MW "eléctricos"). Deben ser instalados en zonas cercanas al agua, como cualquier central térmica, para refrigerar el circuito, y se emplazan en zonas sísmicamente estables para evitar accidentes. Poseen grandes medidas de seguridad. No emiten gases que dañen la atmósfera pero producen residuos radiactivos que duran decenas de miles de años.



Esquema de un reactor nuclear de fisión refrigerado por agua presurizada.

Aplicaciones

- Generación nuclear:
 - Producción de calor para la generación de electricidad
 - Producción de calor para uso doméstico e industrial
 - Producción de hidrógeno mediante electrolisis de alta temperatura
 - Desalación
- Propulsión nuclear:
 - Marítima
 - Cohetes de propulsión térmica nuclear (propuesta)
 - Cohetes de propulsión nuclear pulsada (propuesta)
- Transmutación de elementos:
 - Producción de plutonio, utilizado para la fabricación de combustible de otros reactores o de armamento nuclear
 - Creación de diversos isótopos radiactivos, como el americio utilizado en los detectores de humo, o el cobalto-60 y otros que se utilizan en los tratamientos médicos
- Aplicaciones de investigación, incluyendo:
 - Su uso como fuentes de neutrones y de positrones (p. ej. para su uso de análisis mediante activación neutrónica o para el datado por el método de potasio-argón).
 - Desarrollo de tecnología nuclear

Reactor nuclear de fisión

Un reactor nuclear de fisión consta de las siguientes partes esenciales:

1. Combustible.-Isótopo fisionable (divisible) o fértil (convertible en fisionable por activación neutrónica): Uranio-235, Uranio-238, Plutonio-239, Torio-232, o mezclas de estos (MOX, Mezcla de Óxidos de Uranio y Plutonio). El combustible habitual en las centrales refrigeradas por agua ligera es el dióxido de uranio enriquecido, en el que alrededor del 3% de los núcleos de uranio son de U-235 y el resto de U-238. La proporción de U-235 en el uranio natural es sólo de 0.72%, por lo que es necesario someterlo a un proceso de enriquecimiento en este nucleido.
2. Moderador (nuclear).- Agua, agua pesada, helio, grafito, sodio metálico: Cumplen con la función de frenar la velocidad de los neutrones producidos por la fisión, para que tengan la oportunidad de interactuar con otros átomos fisionables y mantener la reacción. Como regla general, a menor velocidad del neutrón, mayor probabilidad de fisionar con otros núcleos del combustible.
3. Refrigerante.- Agua, agua pesada, anhídrido carbónico, helio, sodio metálico: Conduce el calor generado hasta un intercambiador de calor, o bien directamente a la turbina generadora de electricidad o propulsión.
4. Reflector.- Agua, agua pesada, grafito, uranio: Reduce el escape de neutrones y aumenta la eficiencia del reactor.

5. Blindaje.- Hormigón, plomo, acero, agua: Evita la fuga de radiación gamma y neutrones rápidos.
6. Material de control.- Cadmio o Boro: Hace que la reacción en cadena se pare. Son muy buenos absorbentes de neutrones. Generalmente se usan en forma de barras (de acero borado por ejemplo) o bien disueltos en el refrigerante.
7. Elementos de Seguridad.- Todas las centrales nucleares de fisión, constan en la actualidad de múltiples sistemas, activos (responden a señales eléctricas), o pasivos (actúan de forma natural, por gravedad, por ejemplo). La contención de hormigón que rodea a los reactores es la principal de ellas. Evitan que se produzcan accidentes, o que, en caso de producirse, haya una liberación de radiactividad al exterior del reactor.

Tipos de reactores nucleares de fisión

Existen varios tipos básicos en la actualidad:

LWR - Light Water Reactors (Reactores de Agua Ligera): Utilizan como Refrigerante y Moderador el agua. Como Combustible uranio enriquecido. Los más utilizados son los BWR (Boiling Water Reactor ó Reactores de Agua en Ebullición) y los PWR (Pressure Water Reactor ó Reactores de Agua a Presión), estos últimos considerados en la actualidad como el estándar. (345 en funcionamiento en el 2001)

CANDU - Canada Deuterium Uranium (Canadá Deuterio Uranio): Utilizan como Moderador y Refrigerante Agua pesada (compuesta por dos átomos de deuterio y uno de oxígeno). Como Combustible utilizan uranio natural. (34 en funcionamiento en el 2001)

FBR - Fast Breeder Reactors (Reactores Rápidos Realimentados): Utilizan neutrones rápidos en lugar de térmicos para la consecución de la fisión. Como Combustible utiliza plutonio y como Refrigerante sodio líquido. Este reactor no necesita Moderador. (4 en funcionamiento en el 2001)

HTGR - High Temperature Gas-cooled Reactor (Reactor de Alta Temperatura Refrigerado por Gas): Usa una mezcla de torio y uranio como Combustible. Como Refrigerante utiliza helio y como Moderador grafito. (34 en funcionamiento en el 2001)

RBMK - Reactor Bolshoy Moshchnosty Kanalny (Reactor de Canales de Alta Potencia): Su principal función es la producción de plutonio, y como subproducto genera electricidad. Utiliza grafito como Moderador y agua como Refrigerante. Uranio enriquecido como Combustible. Puede recargarse en marcha. Tiene un coeficiente de reactividad positivo. El reactor de Chernóbil era de este tipo. (14 en funcionamiento en el 2001)

ADS - Accelerator Driven System (Sistema Asistido por Acelerador): Utiliza una masa subcrítica de torio, en la que se produce la fisión solo por la introducción, mediante aceleradores de partículas, de neutrones en el reactor. Se encuentran en fase de experimentación, y una de sus funciones fundamentales será la eliminación de los residuos nucleares producidos en otros reactores de fisión.

Reactor CANDU

El reactor CANDU es un reactor de agua pesada presurizada diseñado a finales de los años 1950 y en los años 1960 por una asociación entre Atomic Energy of Canada Limited (AECL) y la Hydro-Electric Power Commission of Ontario (conocida como Ontario Power Generation), así como varios participantes de la industria privada. El acrónimo "CANDU" es una marca registrada de Atomic Energy of Canada Limited, de la expresión "CANadá Deuterio Uranio", en referencia a su moderador de neutrones de óxido de deuterio (agua pesada) y su utilización de uranio natural como combustible. Todos los reactores de energía actuales del Canadá son del tipo CANDU, y Canadá comercializa este producto en el extranjero.

Características del diseño

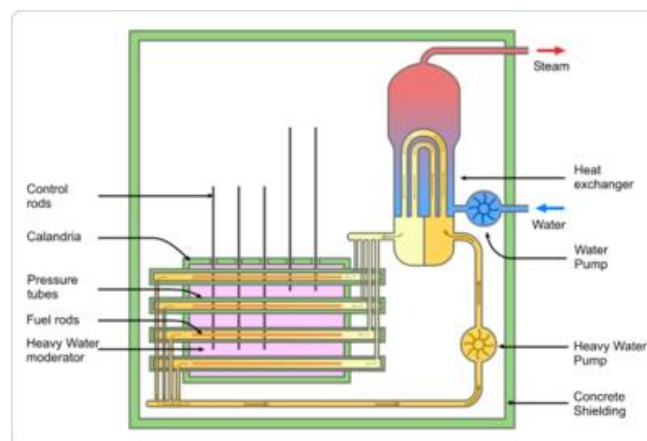


Diagrama esquemático de un reactor CANDU.

Los reactores CANDU tienen algunas características de diseño únicas que les proporcionan ventajas sobre otros diseños de reactores:

- CANDU utiliza como combustible óxido de uranio natural no enriquecido (0,7% de U-235); en consecuencia, necesita un moderador de neutrones más eficiente que la mayoría de otros reactores – en este caso el agua pesada (D₂O), óxido de deuterio. Esto significa que puede funcionar sin necesidad de costosas instalaciones para el enriquecimiento de uranio. La mayoría de países menos desarrollados consideran que esto es atractivo

porque no pueden permitirse instalaciones de enriquecimiento, y no pueden asegurarse el acceso al uranio enriquecido. El Tratado de no proliferación nuclear, que implementa un régimen de salvaguarda bajo los auspicios de la Agencia Internacional de la Energía Atómica, regula el acceso a materiales nucleares tales como el uranio enriquecido.

- El moderador es un gran tanque, llamado calandria, atravesado por varios cientos de tubos de presión horizontales los cuales constituyen los canales para el combustible, refrigerados por un flujo de agua pesada a gran presión en el circuito de refrigeración primario, alcanzando los 290 °C. La alta presión dentro del tanque evita la ebullición del agua pesada. Como el reactor de agua presurizada, el refrigerante primario genera una corriente en el circuito secundario que mueve las turbinas. El diseño del tubo de presión permite que el reactor pueda ser repostado continuamente, sin necesidad de apagado, puesto que los canales de combustible son controlados individualmente.
- El CANDU está diseñado para ser construido sin grandes recipientes de presión. Los grandes recipientes de presión utilizados habitualmente en los reactores de agua ligera son extremadamente caros, y requieren de una industria pesada de la que carecen muchos países. En su momento, Canadá tampoco disponía de ella, y diseñó el reactor para no precisarla. En su lugar, el reactor presuriza sólo pequeños tubos que contienen el combustible. Estos tubos están contruidos de una aleación de circonio (Zircaloy) que es relativamente transparente a los neutrones.
- Un ensamblaje de combustible CANDU lo compone un haz de 37 barras de combustible de medio metro de largo (grageas cerámicas (pellets) en tubos de zircaloy) más una estructura de soporte, con 12 haces discurriendo de punta a punta en un canal de combustible. Las barras de control penetran en la calandria verticalmente, y un sistema secundario de apagado consiste en inyectar una solución de nitrato de gadolinio en el moderador. El moderador de agua pesada que circula a través del cuerpo de la calandria también produce algún calor residual.
- Puesto que el conjunto moderador del reactor se mantiene a temperatura y presión relativamente bajas, el equipo para controlar y actuar en el núcleo es bastante menos complejo. Sólo tiene que afrontar la alta radiación y el alto flujo de neutrones. En especial, las barras de control y el equipo de emergencia son más sencillos y más fiables que en otros tipos de reactores.
- El reactor tiene el tiempo más bajo de apagado que cualquier otro tipo conocido. Esto parcialmente es debido en gran parte a que el reactor funciona a temperaturas y presión bajas. También viene motivado por el sistema único de manejo del combustible. Los tubos de presión que

contienen las barras de combustible pueden abrirse individualmente, y las barras de combustible ser cambiadas sin dejar al reactor fuera de servicio.

- Otra ventaja es que el combustible que utiliza es el más eficiente de los conocidos. Esto es debido al uso del agua pesada como regulador. La eficiencia también está incrementada debido al mecanismo de repostado mientras sigue funcionando que permite barajar los conjuntos de combustible situándolos en las partes más eficientes del núcleo del reactor de acuerdo con sus cambios de reactividad. La mayoría de otros diseños de reactores necesitan insertar venenos degradables a fin de rebajar la alta reactividad que se produce a la carga inicial de nuevo combustible. Esto no es necesario en un CANDU.
- Otra ventaja del sistema de gestión de combustible es que los reactores, potencialmente, pueden funcionar como reactores de cultivo (breeder) de baja temperatura. CANDU puede funcionar muy eficientemente debido a lo buena que es su economía de neutrones. Pueden generar combustible a partir de torio natural, cuando el uranio no está disponible. CANDU puede incluso funcionar para “quemar” material previamente utilizado en armas nucleares (ciclo del combustible MOX) transformándolo a un estado menos reactivo, inútil para armas, aunque al mismo tiempo convirtiendo el material de graduación para armamento, relativamente de fácil manejo, en un residuo altamente radioactivo. Pruebas del ciclo del combustible también han incluido el ciclo de combustible "DUPIC", acrónimo de "direct use of spent PWR fuel in CANDU" (uso directo de combustible gastado de PWR en CANDU), en el que el combustible gastado de un reactor PWR es empaquetado en un haz de combustible CANDU con sólo un reprocesado físico (corte en trozos), pero sin reprocesado químico. En los casos en que los diseños de BWR requieren la reactividad asociada con combustible enriquecido el ciclo de combustible DUPIC es posible en un CANDU debido a la economía de neutrones que permite la baja reactividad del uranio natural y del combustible enriquecido gastado.
- Después de que el diseño del CANDU clásico fue homologado, se desarrolló un reactor experimental que utilizaba petróleo como refrigerante primario. El petróleo atravesaba un intercambiador de calor para calentar el vapor. Este reactor funcionó con éxito durante muchos años, y podía ser menos caro, más fiable e incluso más seguro que el reactor CANDU clásico debido a que el petróleo circulaba a presiones mucho más bajas que el vapor, y era menos corrosivo. Este fue el ahora cerrado Reactor 1 de Whiteshell o WR-1. Gentilly-1 también fue una versión experimental de CANDU utilizando agua en ebullición pero no obtuvo el éxito esperado.
- Los CANDU tiene un pequeño coeficiente nulo positivo que está gestionado por sistemas de control rápidos.
- Para más información sobre detalles técnicos, ver Web de CANTEACH

Cronología

El primer reactor tipo CANDU fue el Nuclear Power Demonstrator (NPD), en Rolphton, Ontario, como un diseño de prueba del concepto, y estuvo tasado para sólo 22 MWe, una energía muy baja para un reactor de energía comercial. Produjo la primera electricidad generada nuclearmente en Canadá, y funcionó con éxito de 1962 a 1987.[1], [2]

El segundo CANDU fue el reactor Douglas Point, una versión con más potencia tasada a cerca de 200 MWe y localizado cerca de Kincardine, Ontario. Con alguna controversia, el proyecto Douglas Point se inició en 1959, incluso antes que el NPD, el prototipo CANDU, estuviera en desarrollo. Douglas Point entró en servicio en 1968 y funcionó hasta 1984. De modo único entre las plantas CANDU, Douglas Point incorporaba una ventana rellena de petróleo que mostraba una vista de la cara este del reactor, incluso hasta cuando el reactor estaba funcionando. El tipo Douglas Point se exportó a la India y Pakistán, y es la base de los productos nacionales de la India 'derivados de CANDU'. Douglas Point se planificó inicialmente para ser una planta de dos unidades, pero la segunda fue cancelada debido al éxito de las unidades mayores de 515 MWe de la Pickering Nuclear Generating Station. [3], [4]

Los éxitos con el NPD llevaron a la decisión de construir la primera planta de multi-unidades en Pickering, Ontario. Pickering A está formada por las unidades 1 a 4, que entraron en servicio en 1971. Pickering B está formada por las unidades 5 a 8, que entraron en funcionamiento en 1983, proporcionando una capacidad para toda la planta de 4120 MWe. La planta está situada muy próxima a la ciudad de Toronto, a fin de reducir costes de transporte. La ubicación de la planta ha sido una preocupación para los activistas, que temen que supone un riesgo para Toronto si ocurriera un accidente y un escape radioactivo.

Pickering A inició un descanso voluntario en 1997, como parte del plan de mejora hidronuclear de Ontario. Desde entonces las unidades 1 y 4 han vuelto a funcionar, aunque no sin considerable controversia referente a significativos excesos sobre los presupuestos, especialmente de la unidad 4. (La reactivación de la unidad 1 se realizó básicamente en el plazo y con el presupuesto previstos, si se tiene en cuenta los retrasos en el proyecto de arranque impuestos por el gobierno provincial de Ontario).

En 2005 la Ontario Power Generation anunció que, contrariamente a lo previsto, no se realizaría la reactivación de las unidades 2 y 3 de Pickering A. La razón para este cambio de planes fue económica: la condición del material de estas unidades era mucho peor que las que habían existido en las unidades 1 y 4, en especial el estado de los generadores de vapor, por lo que los costes de la reactivación hubieran sido mucho más altos, y esto determinaba que la vuelta a funcionar de las unidades 2 y 3 era antieconómico. Un proyecto para la desinstalación de estas unidades está actualmente (2006) en las primeras fases de planificación.

Reactores CANDU en activo

Actualmente (2005) en el mundo hay 29 reactores CANDU en funcionamiento, además de 11 "Derivados de CANDU" en la India (estos reactores se desarrollaron a partir del diseño CANDU después de que la India hizo explotar una bomba nuclear y Canadá interrumpió sus negocios nucleares con ella). Los países en que están ubicados los reactores son:

- Canadá - 16 (+2 en reinstalación +6 en desinstalación)
- Corea del Sur - 4
- China - 2
- India - 2
- Argentina - 1 (Central Nuclear Embalse)
- Rumania - 1
- Pakistán - 1

Problemas económicos y políticos

Una desventaja económica del diseño del reactor CANDU es el coste inicial, por una sola vez, del agua pesada, a pesar de que esta penalización del alto coste de capital es normalmente compensada por el bajo coste de repostado de combustible comparado con otros modelos, ya que no requiere uranio enriquecido. Los reactores CANDU requieren la graduación más pura de agua pesada (superior al 99,75 % de pureza). Se requieren toneladas de este costoso material para llenar la calandria del CANDU y el sistema de transporte de calor. La alta pureza del agua pesada es cara porque el agua pesada casi no se puede distinguir, químicamente, del agua normal, y se presenta en concentraciones extremadamente bajas en el agua natural (alrededor de una parte por cada 7.000). El reactor de nueva generación, el reactor CANDU avanzado, también llamado "ACR" mitiga este inconveniente al tener un regulador de tamaño más pequeño y al no utilizar agua pesada en el sistema de transporte de calor (utiliza agua ligera como refrigerante).

Un tema político con el reactor CANDU es la aseveración de que su capacidad de repostar sin apagar también hace más fácil producir plutonio "de graduación para armas"; es decir, plutonio con una alta concentración de Pu-239 y bajas concentraciones de otros isótopos Pu. Todos los tipos de reactores comerciales producen plutonio como un subproducto natural de la fisión de uranio (una porción de este plutonio a continuación sufre el mismo la fisión y contribuye significativamente al total de potencia de salida del reactor). El plutonio restante al descargar el combustible del reactor es normalmente de "graduación de reactor" (más bajo en abundancia relativa en Pu-239) lo que lo hace menos atractivo como material para fines bélicos. La aseveración, por tanto, es que el repostado sobre la marcha posible en los reactores CANDU, permite que el combustible se descargue después de períodos de irradiación breves, en los que el combustible gastado contendría niveles elevados de PU-239 comparado con el combustible gastado en los PWR/BWR, o en el del normal en el CANDU. No obstante, la capacidad para

producir plutonio con tiempos de irradiación cortos no es única del tipo CANDU. Como con todos los reactores de energía, un mal uso de estas instalaciones no sería tan solo antieconómico en términos de producción de energía, si no fácilmente detectable con las salvaguardas internacionales establecidas. Es de mayor importancia, por tanto el requisito que todos los tipos de reactores estén salvaguardados a un nivel comparable y aceptable, como lo estime la comunidad internacional.

En particular, Canadá firmó el Tratado de no proliferación nuclear, que exige a los estados su aceptación de no producir armas nucleares a fin de comprar modelos CANDU (los cuales están en uso o están siendo construidos en China, Corea del Sur, Argentina, India, Pakistán y Rumania). Todos los reactores CANDU están sujetos a las salvaguardas de la IAEA que asegura que cumplen con los niveles de no proliferación global de la agencia de las Naciones Unidas. La aceptación de las salvaguardas de ámbito total de la IAEA en una instalación CANDU hace muy difícil la descarga clandestina de combustible de bajo quemado adecuado para la producción bélica. No existen casos conocidos de combustible gastado de CANDU que haya sido desviado para un programa de armas.

Existe un error frecuente de que el plutonio para la Operación Buda sonriente de las pruebas nucleares de la India fue producido con un modelo CANDU; de hecho, el plutonio fue producido por el reactor no salvaguardado CIRUS que está basado en el diseño NRX, un modelo de reactor canadiense distinto. La India tiene algunos reactores no salvaguardados basados en el modelo de reactor de agua pesada presurizada, utilizado para generar energía y del que algún combustible gastado de la planta de energía atómica de Madras (MAPS) fue reprocesado a plutonio en los últimos años 80. Aunque estos reactores podrían utilizarse, en principio, para la producción de plutonio, la India ha desarrollado autónomamente y construido el “reactor tipo pool” (Dhruva) que es una versión ampliada del tipo CIRUS diseñado para la producción de plutonio. Es este reactor el que se cree produjo el plutonio para las recientes pruebas nucleares de la India Operación Shakti.

Medidas que apuntan preocupaciones

Las eficientes instalaciones CANDU son muy cuidadosas en el control de pérdidas de agua pesada de la calandria, y también separan el tritio del regulador para su venta en el mercado médico secundario. Algunas grandes instalaciones CANDU utilizan el sobrante de energía para hacer funcionar sus pequeñas plantas de separación de deuterio, para actualizar las existencias de agua pesada y reducir costes.

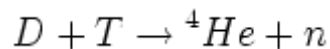
La gran masa térmica de la fría calandria actúa como un mecanismo sustancial de seguridad. Si un conjunto de combustible se recalentara y fundiera, sería enfriada por un proceso de cambio de la geometría del reactor. Además, debido a la utilización de uranio natural como combustible, el reactor no podría mantener una

reacción en cadena si se produjera una alteración en algún modo significativa, de la geometría del canal original.

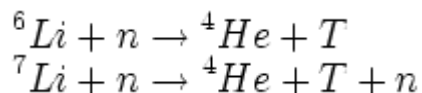
Tal como se ha citado arriba, al quemarlo como combustible, CANDU puede ciertamente convertir las existencias para armas, en plutonio no apto con posterioridad para su uso bélico. Atomic Energy of Canadá presentó una propuesta para actuar así al Departamento de Energía de Estados Unidos, el cual está actualmente (2005) siendo debatido por las agencias del gobierno y organizaciones no gubernamentales.

Posibles combustibles para reactores de fusión nuclear

La reacción óptima para producir energía por fusión es la del deuterio y tritio debido a su elevada sección eficaz. Es también, por ello, la más usada en las pruebas experimentales. La reacción es la siguiente:

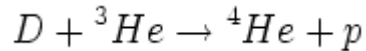


Obtener deuterio no es difícil ya que es un elemento estable y abundante que se formó en grandes cantidades en la sopa primordial de partículas (véase Big Bang). En el agua una parte por 5000 es deuterio. Esto significa que hay 30 gramos de material en cada metro cúbico de agua. En un reactor automantenido la reacción deuterio-tritio generaría energía y neutrones. Los neutrones son la parte negativa de la reacción y hay que controlarlos ya que las reacciones de captación de neutrones en las paredes del reactor o en cualquier átomo del reactivo pueden inducir radioactividad. De hecho, los neutrones, con tiempo suficiente pueden llegar a debilitar la estructura del propio contenedor con el consecuente riesgo de que se produzcan peligrosas fisuras. Para ello están los moderadores y blindajes de neutrones tales como el agua pesada, el berilio, el sodio o el carbono como moderadores muy usados en las centrales de fisión, o el boro y el cadmio, usados como productos que paran completamente los neutrones absorbiéndolos. Si se quiere fabricar un reactor realmente limpio habrá que buscar otras fórmulas. Se ha planteado una doble solución al problema de los neutrones y al de la abundancia del tritio. El tritio no se encuentra en la naturaleza ya que es radioactivo así que hay que fabricarlo. Para obtenerlo se puede recurrir a las centrales de fisión, donde se puede generar por la activación del hidrógeno contenido en el agua, o al bombardeo del litio, material abundante en la corteza terrestre, con neutrones.

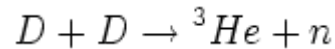


Hay dos isótopos estables del litio el litio-6 y el litio-7 siendo éste último mucho más abundante. Por desgracia, la reacción que absorbe neutrones es la que se da con el litio-6, el menos abundante. Todo esto tampoco evita que muchos neutrones acaben impactando con las paredes del propio reactor con la subsiguiente fabricación de átomos radioactivos. A pesar de ello una de las

propuestas para el ITER es la de recubrir las paredes con litio-6 el cual pararía una buena parte de los neutrones para producir más tritio. Debido a todos estos problemas se están investigando otras reacciones de sección eficaz alta pero más limpias. Una de la más prometedoras es la del deuterio más helio-3.



El problema en ésta reacción reside en la menor sección eficaz con respecto a la de deuterio-tritio y en la propia obtención del helio-3 que es el isótopo más raro de dicho elemento. Los protones no entrañan tanto peligro como los neutrones ya que estos no serán fácilmente captados por los átomos debido a la barrera coulombiana que deben atravesar cosa que con las partículas de carga neutra como los neutrones no ocurre. Además un protón puede ser manipulado mediante campos electromagnéticos. Una solución para obtener helio-3 artificialmente sería la de incorporar, en el propio reactor, la reacción deuterio-deuterio.



El problema, como vemos, es que, de nuevo, obtenemos un neutrón residual. Cosa que nos devuelve de nuevo al problema de los neutrones. Quizá la clave fuera la obtención de helio-3 natural, pero éste es extremadamente raro en la Tierra. Hay que tener en cuenta que el poco helio-4 natural que se produce por radioactividad tiende a escapar de nuestra densa atmósfera. Ya no digamos pues el helio-3 primordial del cual apenas debe quedar nada en nuestro planeta. Lo curioso es que dicho isótopo es abundante en la Luna. Se encuentra esparcido por su superficie y proviene del viento solar que durante miles de millones de años ha bañado la desnuda superficie lunar con sus partículas ionizadas. Este helio lunar podría ser, en un futuro, la clave para los reactores de fusión.

Mientras tanto se está investigando en materiales que aunque se activen, solo den lugar a isótopos de vida media corta, con lo que dejando reposar un periodo corto a esos materiales, podrían considerarse como residuos convencionales (no radiactivos). El problema principal, en cualquier caso, seguiría estando en la dificultad de mantener en condiciones al almacén del núcleo sin que este se deteriorara y hubiese que cambiarlo cada poco tiempo.

Ventajas de los reactores nucleares de fisión

Una de las ventajas de los reactores nucleares actuales es que casi no emiten contaminantes al aire (aunque periódicamente purgan pequeñas cantidades de gases radiactivos), y los residuos producidos son muchísimo menores en volumen y más controlados que los residuos generados por las plantas alimentadas por combustibles fósiles. Los costes totales de construcción, explotación, seguridad, tratamiento de los residuos y desmantelamiento son muy inferiores a los costes de una planta de energía fósil, incluyendo los costes medioambientales. En esas centrales térmicas convencionales que utilizan combustibles fósiles (carbón,

petróleo o gas), se emiten gases de efecto invernadero (CO₂ principalmente), gases que producen lluvia ácida (SO₂ principalmente), carbonilla, metales pesados, miles de toneladas anualmente de cenizas, e incluso material radiactivo natural concentrado (NORM). En una central nuclear los residuos sólidos generados son del orden de un millón de veces menores en volumen que los contaminantes de las centrales térmicas.

Estas centrales generan residuos radiactivos, sin embargo su volumen puede reducirse considerablemente aplicando tecnologías ya existentes. Una planta nuclear moderna diseñada para minimizar los residuos no genera desechos radiactivos de vida superior a los 100 años.

El uranio enriquecido utilizado en las centrales nucleares no sirve para construir un arma nuclear ni para usar uranio procedente de ellas. Para ello se diseñan los reactores en ciclos de alto enriquecimiento o bien se usan diseños como reactores tipo RBMK usados para la generación de plutonio.

Últimamente se investigan centrales de fisión asistida, donde parte de los residuos más peligrosos serían destruidos mediante el bombardeo con partículas procedentes de un acelerador (protones seguramente) que por espalación producirían neutrones que a su vez provocarían la transmutación de esos isótopos más peligrosos. Esta sería una especie de central de neutralización de residuos radiactivos automantenida. El rendimiento de estas centrales sería en principio menor, dado que parte de la energía generada se usaría para la transmutación de los residuos. Se estima que el primer reactor de transmutación (Myrrha) comenzará su construcción en 2014.

Desventajas de los reactores nucleares de fisión

Los reactores nucleares generan residuos radiactivos. Algunos de ellos con un semiperiodo elevado, como el Americio, el Neptunio o el Curio y de una alta toxicidad. Los detractores de la energía nuclear hacen hincapié en el peligro de esos residuos.

Algunas centrales también sirven para generar material adicional de fisión (plutonio) que puede usarse para la creación de armamento nuclear. Dicho interés en la creación de dichas sustancias impone un diseño específico del reactor en detrimento de la ecología del mismo.

La percepción de peligro en la población proviene de que un accidente o un ataque terrorista les exponga a la radiación. La probabilidad de que un accidente similar al sucedido en Chernobyl se repita en las centrales occidentales es muy pequeño debido a su propio diseño.

Combustible nuclear

[Saltar a navegación, búsqueda](#)

El Combustible nuclear es cualquier material que puede consumirse para obtener energía nuclear, análogamente al combustible químico que se quema para obtener energía. El tipo de combustible nuclear más habitual, con mucho, es el de los elementos fisibles pesados que pueden dar lugar a la reacción en cadena de fisión nuclear en un reactor; combustible nuclear hace referencia tanto al material como a los objetos físicos (por ejemplo los manojos de combustible, compuestos de barras de combustible, en ocasiones mezcladas con reguladores de neutrones). Los combustibles nucleares más habituales son el ^{235}U y el ^{239}Pu , y las acciones de minería, refinado, purificado, utilización y tratamiento final de residuos en conjunto conforman el ciclo del combustible nuclear, que es de relevancia en la generación de energía nuclear y de armas nucleares.

No todos los combustibles nucleares se utilizan en reacciones en cadena de fisión. Por ejemplo, el ^{238}Pu y algunos otros elementos se usan para producir pequeñas cantidades de energía nuclear mediante la degradación radioactiva en generadores radiotérmicos u otras baterías atómicas. Los isótopos ligeros, tales como el ^3H (tritio) se utilizan como combustible en la fusión nuclear. Si se observa la energía vinculada de un isótopo en particular, puede haber una ganancia de energía mediante fusionando la mayoría de elementos con un número atómico más bajo que el hierro, y fisionando isótopos que tengan un número atómico mayor que el hierro.

Ciclo del combustible nuclear

El ciclo del combustible nuclear, también denominado cadena del combustible nuclear, está compuesto de pasos de preparación previa que conducen a la preparación de uranio para su uso como combustible en el funcionamiento de un reactor y pasos de tratamiento posterior que son necesarias para administrar con seguridad, acondicionar y librarse del residuo radioactivo.

Distintos ciclos de combustible

Ciclo de combustible “Once-through” (para un solo uso)

Técnicamente no es un ciclo per se. El combustible es utilizado una vez y, sin posterior procesado, es enviado para su almacenamiento con solo un embalaje que proporcione el mejor aislamiento de la biosfera. Este método es el que siguen seis países: Estados Unidos; Canadá; Suecia; Finlandia; España y Unión Sudafricana.[1] Algunos países, principalmente Suecia y Canadá, han diseñado repositorios que permitan la futura recuperación del material si surgiera tal necesidad, mientras que otros países planifican su confinamiento permanente.

Ciclo de Plutonio

Muchos países utilizan los servicios de reprocesado ofrecidos por BNFL y COGEMA. En ellos se separan los productos de fisión, uranio y plutonio para su vertido o uso posterior. BNFL ya ha empezado a fabricar combustible MOX que está siendo suministrado para hacer funcionar reactores en muchas partes del mundo. Este uso de combustible que fue creado en un reactor cierra el ciclo. No obstante, es probable que después de varios reciclados del plutonio su firma isotrópica no sea válida para un siguiente uso en un reactor térmico.

Reciclaje de actínidos menores

Se ha propuesto que, además del uso del plutonio, los actínidos menores pudieran utilizarse en un reactor de energía crítica. Ya se han realizado pruebas en las cuales se ha utilizado el americio como combustible. [2] Pero debe destacarse que el bombardeo de neutrones incluso en un reactor "rápido" no es un método adecuado para 'quemar' todos los transplutónicos. Por ejemplo, si se irradia el Curio con neutrones se formarán actínidos muy pesados Californio y Fermio que proseguirán una fisión espontánea. Como resultado, la emisión de neutrones en un combustible usado que haya incluido el curio, será mucho más alta. Algunos tipos de reactores (como por ejemplo, el Reactor Rápido Integral) se han diseñado para este ciclo de combustible bastante distinto. En principio, sería posible obtener energía de la fisión de cualquier núcleo de actínido. Con un meticuloso diseño del reactor, se pueden consumir todos los actínidos presentes en el combustible, dejando sólo los elementos más ligeros con vías medias cortas. Ningún reactor de estas características se ha hecho funcionar a escala industrial.

Es vital para la transmutación de los metales transplutónicos que la energía de los neutrones sea alta. Incluso la energía neutrónica en un reactor reproductor rápido (fast breeder) , el cual puede utilizarse como un quemador rápido si se hace funcionar con un combustible distinto, podría no ser suficientemente rápido. Una alternativa a un reactor crítico en el que los neutrones se generan por la fisión de los núcleos actínidos es un reactor con aceleración conducida sub-crítica. En él un rayo de o bien protones (en los diseños de Estados Unidos o europeos [3][4][5], o bien electrones (en el diseño Japonés) [6] se dirige a un objetivo. En el caso de los protones, neutrones muy rápidos saltarán del objetivo, mientras que en el caso de los electrones se generarán fotones de muy alta energía. Estos neutrones y fotones de alta energía podrán entonces provocar la fisión de los actínidos pesados. Cuando esto sucede, la parte cruzada de muchos actínidos disminuye mientras se incrementa la energía neutrónica, pero el ratio de fisión sobre simple activación (reacciones ng) cambia a favor de la fisión a medida que la energía neutrónica se incrementa.

Dependiendo de la fuente de neutrones la energía puede variar:

- Térmica: de 0 a 100 eV
- Epitérmica: de 100 eV a 100 KeV

- Rápida (a partir de fisión nuclear): de 100 KeV a 3 MeV
- DD fusión: 2.5 MeV
- DT fusión: 14 MeV
- Núcleo de acelerador guiado: 200 MeV (guiado por 1.6 GeV protones)
- Fusión Muon-catalizada: 7 GeV

Aquí sería posible destruir incluso el curio sin generación de metales transuránicos si la energía neutrónica fuera alta, como una alternativa al curio (^{244}Cm , vida media: 18 años) podría dejarse degenerar a ^{240}Pu antes de utilizarlo en el combustible en un reactor rápido. (Referencia V. Artisyuk, M. Saito y A. Shmelev, Progress in Nuclear Energy, 2000, 37, 345-350)

Es verosímil que el combustible pueda resistir más ciclos térmicos que los combustibles convencionales, y ello es así porque el acelerador tienda probablemente a detener su funcionamiento en un supuesto convencional. Cada vez que el acelerador se detiene el combustible se enfría, y este es el motivo por el que sea normal que muchos reactores de energía convencionales para que la planta funcione a plena potencia, lo hagan de forma continuada durante semanas o meses, en lugar de proceder a encendidos y apagados diarios.

- Combustible u objetivos para esta transmutación de los actínidos

Hasta ahora todavía no se ha elegido el tipo de combustible (objetivo) para la transformación de actínidos.

Dependiendo de la matriz, el proceso puede generar más transuránicos de la matriz, lo que pudiera ser visto como bueno (generar más combustible) o como malo (generación de más elementos transuránicos radiotóxicos). Existen series de diferentes matrices que pueden controlar esta producción de actínidos pesados.

- - Actínidos en una matriz inerte

El actínido sería mezclado con un metal que no forme más actínidos, por ejemplo, podría utilizarse una solución sólida de un actínido en un sólido como el circonio.

- - Actínidos en óxido de torio

El óxido de actínido cuando se mezcla con el de torio formará por bombardeo de neutrones ^{233}U (mientras sea fisible), y es probable que el ^{233}U en un posterior bombardeo de neutrones alcance la fisión siendo inverosímil que se generen elementos transuránicos de la matriz.

-

- Actínidos en óxido de uranio

Esto es probable que lleve a la generación de nuevo ^{239}Pu .

El ciclo de combustible del torio [editar]

El ciclo de combustible del torio, utiliza al torio para absorber neutrones con lentitud (en un reactor) para al fin formar Uranio-233; el cual a su vez es quemado como combustible. Por lo tanto, como el Uranio-238 es un material fértil.

Como combustible, y desde un punto de vista neutrónico, el U-233 es superior a U-235 y al Pu-239, debido a su mayor producción de neutrones por neutrón absorbido. Otro aspecto positivo es que el óxido de torio funde alrededor de los 3.300°C comparados con los 2.800°C del dióxido de uranio. El U-233 también mantiene sus buenas propiedades neutrónicas con altas temperaturas, mejor que el U-235 o el Pu-239. Esta estabilidad significa más alta ignición y más altas temperaturas de funcionamiento, con beneficios térmicos del 50-55%. También, desde la respectiva posición del uranio y el torio en la tabla periódica, la cantidad de los actínidos menores de larga vida que resultan de la fisión, es mucho menor en el ciclo del torio que en el del plutonio. Finalmente, todo el mineral de torio es potencialmente utilizable en un reactor, lo que, comparado con el 0,7% del uranio natural, se obtengan 40 veces más energía por unidad de masa.

Después de arrancar el reactor con cualquier otros material fisible (U-235 o Pu-239), se puede crear un ciclo de producción similar pero más eficiente que con el U-238 y el plutonio. El Th-232 absorbe un neutrón para convertirse en Th-233 el cual normalmente deriva a protactinio-233 y después a U-233. El combustible irradiado es entonces descargado del reactor, se extrae el U-233, el cual se utiliza en otro reactor conformando un ciclo de combustible cerrado.

Referencias: Enlaces al combustible torio y Perspectivas del Ciclo del combustible Torio

Actividad industrial actual [editar]

Actualmente los únicos isótopos utilizados como combustible nuclear son Uranio U235, Uranio U238 y Plutonio Pu239, a pesar de las ventajas que tiene el propuesto ciclo del torio como combustible. Algunos reactores modernos, con modificaciones menores, podrían utilizar torio, que es más completo que el uranio.

Los reactores de agua pesada y los regulados por grafito pueden utilizar uranio tal como es obtenido y refinado, pero la inmensa mayoría de los reactores en el mundo requieren que la proporción entre Uranio-235 (U235) y Uranio-238 (U238) esté incrementada. En los reactores civiles el enriquecimiento se incrementa hasta un 5% de U235 y un 95% de U238, pero en los reactores navales se alcanza hasta el 93% de U235.

El término combustible nuclear no se utiliza normalmente con respecto a la energía de fusión, que funde isótopos de hidrógeno en helio para liberar energía.

Preparación

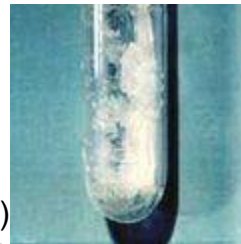


1 Mineral de uranio – la materia prima principal del combustible nuclear



2 Yellowcake (Torta amarilla)

– la forma en la que el uranio es transportada a la planta de enriquecimiento.



3 UF₆ - Utilizado en el enriquecimiento.



4 Combustible nuclear – un sólido compacto, inerte e insoluble.

Exploración [editar]

Un depósito de uranio, descubierto mediante técnicas geofísicas, es evaluado y muestreado para determinar las cantidades de materiales de uranio que son extraíbles a unos costos específicos. Las reservas de uranio son las cantidades de mineral que se estima se pueden extraer a unos costes especificados. El uranio en la naturaleza está formado básicamente por dos isótopos, U238 y U235. Los números se refieren al número de masa atómica para cada isótopo, o al número de protones y neutrones en el núcleo atómico. El uranio que se obtiene naturalmente contiene aproximadamente el 99,28% de U238 y el 0.71% de U235. Los núcleos atómicos del U235 están muy cerca de la fisión cuando son atacados por un neutrón libre, por lo que el isótopo se dice que es un isótopo "fisible". Por otro lado, el núcleo de un átomo de U238, en lugar de iniciar la fisión cuando es

atacado por un neutrón libre, casi siempre absorberá el neutrón libre y generará un átomo del isótopo U239. Este isótopo inicia una radioactividad natural para degenerar en Pu239, el cual, como el U235, es un isótopo fisible. Los átomos de U238 se dice que son fértiles, ya que, mediante la irradiación por neutrones en el núcleo, pueden producir eventualmente átomos fisibles de Pu239.

Minería [editar]

El mineral de uranio puede obtenerse en excavaciones a cielo abierto o subterráneas, con métodos similares en la minería de otros metales. Los métodos de lixiviación in situ también son utilizados en Estados Unidos. En esta tecnología, el uranio es lavado desde el lugar donde se encuentra el mineral, mediante fuentes de agua espaciadas con regularidad, y recuperado de la solución lixiviada en una planta en superficie. Las minas uranio en los Estados Unidos contienen normalmente de un 0,05 a un 0.3% de óxido de uranio (U₃O₈). Algunos depósitos de uranio explotados en otros países son de mayor porcentaje y también más grandes que los de Estados Unidos. El uranio también está presente en un reducidas proporciones (de 50 a 200 partes por millón) en algunos depósitos que contienen fosfatos de origen marino. Puesto que la minería del fosfato mueve muy grandes cantidades en el proceso húmedo de producción de ácido fosfórico utilizado en fertilizantes y otros productos químicos, en algunas plantas al procesar el fosfato también procesan el uranio que, aunque en pequeñas proporciones, puede ser recuperado de forma económica del proceso.

Molienda [editar]

El uranio extraído normalmente se procesa para reducir el material a un tamaño uniforme de partícula, para, a continuación, tratar el mineral para extraer el uranio mediante lixiviado químico. El proceso de molienda habitualmente produce un polvo seco formado por uranio natural , "yellowcake," (torta amarilla), la cual se vende en el mercado de uranio como U₃O₈.

Conversión del uranio [editar]

El óxido de uranio molido, U₃O₈, debe ser convertido en hexafluoruro de uranio, UF₆, el cual es la forma requerida actualmente por la mayoría de las plantas de enriquecimiento de uranio en funcionamiento. Sólido a la temperatura ambiente, el UF₆ puede evaporarse a una temperatura moderadamente más alta de 57°C. El producto UF₆ convertido contiene sólo uranio natural, no enriquecido.

U₃O₈ también se convierte en el tipo cerámico UO₂ para uso en reactores que no requieren combustible enriquecido, como, por ejemplo, el CANDU. Los volúmenes de material convertido directamente en UO₂ son normalmente pequeñísimos comparados con los convertidos en UF₆.

Enriquecimiento [editar]

Artículo principal: uranio enriquecido



Un ciclo de combustible nuclear cerrado (reciclado del Pu) empieza cuando el uranio es extraído de la mina, enriquecido y manufacturado para combustible nuclear (1) el cual se entrega en una planta de energía nuclear. Después de su uso en la planta de energía el combustible gastado es entregado a una planta de reprocesado (2) o a un repositorio final (3) para vertido geológico. En el reprocesado el 95% del combustible gastado puede ser reciclado y devuelto para su uso en una planta de energía (4).

La concentración del isótopo fisionable, U235 (0,71% en el uranio natural) es inferior a la requerida para mantener una reacción nuclear en cadena en los núcleos de los reactores de agua ligera. El UF₆ natural, por tanto, debe ser enriquecido con el isótopo fisionable para que pueda utilizarse como combustible nuclear. Los diferentes niveles de enriquecimiento requeridos para una aplicación concreta como combustible nuclear son especificados por el cliente: el combustible para un reactor de agua ligera normalmente está enriquecido hasta cerca del 5% de U235, pero también se requiere uranio enriquecido a concentraciones más bajas. El enriquecimiento se consigue utilizando alguno o algunos de los métodos de separación de isótopos. La difusión gaseosa y el centrifugado de gas son las tecnologías de enriquecimiento usadas habitualmente. No obstante, actualmente se están desarrollando nuevas tecnologías.

La mayoría (96%) del subproducto del enriquecimiento de uranio es el uranio reducido (depleted uranium) (DU), el cual tiene pocas aplicaciones; sólo el Departamento de Energía de los Estados Unidos almacena 470.000 toneladas. [7].

Fabricación [editar]

Artículo principal: Combustible nuclear

Para su uso como combustible nuclear, el UF₆ enriquecido se convierte en polvo de dióxido de uranio (UO₂) el cual a continuación se procesa en forma de bolitas (pellets). Las bolitas son horneadas en un horno de alta temperatura para crear unas bolas cerámicas duras de uranio enriquecido. Las bolas cilíndricas son sometidas a un proceso de molido para conseguir un tamaño uniforme y apiladas de acuerdo con el diseño del núcleo del reactor, en tubos de una aleación metálica resistente a la corrosión. Los tubos son sellados para contener las bolas de combustible: a estos tubos se les llama “barras de combustible” (fuel rods). Una vez preparadas estas barras, se agrupan en ensamblajes especiales que son entonces utilizados para constituir el núcleo de combustible nuclear de un reactor de energía.

El metal utilizado para los tubos depende del diseño del reactor – en el pasado se utilizaba el acero inoxidable, pero la mayoría de los reactores ahora utilizan el circonio. Para los tipos de reactores más habituales de reactores (BWR y PWR) los tubos se ensamblan en manojos (ver imagen en [8]) con los tubos separados por distancias muy precisas. A estos manojos se les asigna un número de identificación único, lo que permite su trazabilidad desde su fabricación hasta su vertido.

Período de servicio [editar]

Transporte de materiales radioactivos [editar]

El transporte es una parte integrada en el ciclo del combustible nuclear. Hay reactores de energía nuclear en funcionamiento de varios países pero la minería del uranio solo es viable en unas pocas áreas. Además, en el curso de más de cuarenta años de funcionamiento de la industria nuclear, se han creado un número de establecimientos específicos en varias partes del mundo para prestar servicios relacionados con el ciclo de combustible nuclear y se ha creado la necesidad de transportar los materiales nucleares a y desde estos establecimientos. La mayoría de los transportes tienen lugar entre las diferentes etapas del ciclo, pero en ocasiones el material puede ser objeto de transporte entre establecimientos similares. Con alguna excepción, los materiales del ciclo de combustible nuclear se transportan en forma sólida, siendo la excepción el hexafluoruro de uranio (UF₆) que se considera es un gas. La mayoría del material utilizado en el combustible nuclear es transportado varias veces durante el ciclo. Los transportes son a menudo internacionales, y frecuentemente de grandes distancias, siendo efectuados normalmente por compañías de transporte especializadas.

Puesto que los materiales nucleares son radioactivos, es importante asegurar que la exposición a la radiación sea limitada, tanto para las personas que realizan el transporte como para la población en general a lo largo de las vías de transporte.

El embalaje del material nuclear incluye, cuando es adecuado, la protección para reducir las potenciales exposiciones a la radiación. En el caso de algunos materiales, tales como los conjuntos de uranio combustible nativo, los niveles de radiación son negligibles y no requieren protección especial. Otros materiales, tales como el combustible usado y los residuos de alto nivel, son altamente radioactivos y requieren un manejo especial. Para limitar el riesgo en el transporte de materiales altamente radioactivos, se utilizan contenedores conocidos como “casco para el transporte de combustible nuclear gastado” los cuales están diseñados para mantener su integridad en condiciones de transporte normal y también en caso de hipotéticos accidentes.

Gestión del combustible en el núcleo del reactor [editar]

El núcleo de un reactor, esta compuesto por unos pocos cientos de conjuntos, formados por una serie regular de celdas, cada una de ella formada por una barra de combustible o de control rodeada, en la mayoría de los casos, por un regulador de neutrones y un refrigerante (agua, en la mayoría de los reactores).

Debido al proceso de fisión que consume los combustibles las barras de combustible viejas deben ser cambiadas periódicamente por nuevas (al período se le llama un ciclo). No obstante, sólo una parte de los conjuntos (normalmente una cuarta parte) son retirados ya que el agotamiento del combustible no es uniforme espacialmente. Además, no sería una buena política, por razones de eficiencia, poner los nuevos conjuntos exactamente en la localización de los retirados. Incluso manojos de la misma antigüedad tienen distintos niveles de ignición, lo que depende de sus posiciones previas en el núcleo. De este modo, los manojos disponibles son colocados en la manera en que se maximice el rendimiento, siempre que se cumplan las limitaciones de seguridad y las restricciones de funcionamiento. En consecuencia, los operadores de reactores se enfrentan con el llamado problema de recarga de combustible óptima, que consiste en optimizar el realineamiento de todos los conjuntos, los viejos y los nuevos, de modo que se optimice la reactividad del núcleo del reactor. Esto produce una reducción de los costes del ciclo de combustible debido al mejor quemado del combustible.

Este problema es de hecho un problema de discreta optimización, imposible de solventar con los métodos combinatorios actuales, debido al enorme número de permutaciones y a la complejidad de cada cálculo. Se han propuesto muchos métodos numéricos para resolverlo, y se han escrito muchas aplicaciones de “software” para ayudar en la gestión del combustible. Este es un tema todavía en progresión sin que se haya conseguido todavía una solución, por lo que los operadores utilizan una combinación de técnicas de cálculo y empíricas para gestionar el problema.

Carga de Reactores [editar]

Algunos diseños de reactores, tales como CANDU o RBMK, pueden ser realimentados sin tener que desconectarlos. Esto se consigue mediante el uso de

muchos pequeños tubos de presión que contienen el combustible y el refrigerante, de modo opuesto a un recipiente de gran presión como sucede en los diseños de reactores de agua presurizada o BWR. Cada tubo puede ser aislado individualmente realimentado mediante una máquina controlada por un operador, habitualmente a una cadencia de hasta 8 canales por día (de un total aproximado de 400) en los reactores CANDU. La realimentación sobre la marcha permite que se trate de un modo continuado el problema de recarga de combustible óptima, lo que conduce a un más eficiente uso del combustible. Este incremento de eficiencia es parcialmente contrarrestado por la complejidad añadida de requerir cientos de tubos de presión y las máquinas de alimentación que los atienden.

Tratamiento posterior [editar]

Almacenaje provisional [editar]

Después de su ciclo de funcionamiento, el reactor es desconectado para su realimentación. El combustible descargado en ese momento (combustible gastado) es almacenado bien en el propio emplazamiento del reactor, normalmente en un bloque de combustible gastado, o bien, potencialmente en un establecimiento común lejos de los emplazamientos de los reactores. Si la capacidad del bloque de almacenaje in situ queda saturada, será deseable almacenar el ahora combustible gastado frío en un lugar de almacenaje modular seco conocido como Instalaciones Independientes para el Almacenaje de Combustible Gastado (en inglés: (ISFSI)), bien sea en el emplazamiento del reactor o en otro lugar alejado de él. Las barras de combustible gastado normalmente se almacenan en agua, que proporciona a la vez refrigeración (el combustible gastado sigue generando calor como resultado de la radioactividad residual) y protección (para proteger el entorno de radiación residual ionizante), a pesar de que después de un período de enfriamiento pueden ser trasladadas a un almacenaje de casco seco.

Reprocesado [editar]

Artículo principal: Reprocesado nuclear

,



La planta de reprocesado de Sellafield

El combustible gastado descargado de los reactores contiene cantidades apreciable de fisibles (U^{235} , Pu^{239}), del fértil (U^{238}), y de otros materiales radioactivos, incluidos venenos nucleares (el motivo por el cual el combustible ha tenido que retirarse). Estos materiales fisibles o fértiles pueden ser separados químicamente y recuperarse del combustible gastado. El uranio y el plutonio recuperados pueden, si las condiciones institucionales y económicas lo permiten, ser reciclados para su uso como combustible nuclear. El óxido de mezcla, o combustible MOX, es una mezcla de uranio y plutonio recuperados y uranio agotado (DU) que se compra de forma similar (aunque no idéntica) a la alimentación con uranio enriquecido para la cual fueron diseñados muchos reactores. El combustible MOX es una alternativa al uranio de bajo enriquecimiento (LEU) utilizado en los reactores de agua ligera los cuales son predominantes en la generación de energía nuclear.

Actualmente, las plantas en Europa están reprocesando el combustible gastado en establecimientos en Europa y Japón. El reprocesamiento de combustible nuclear gastado de reactores comerciales no está permitido en Estados Unidos debido a consideraciones de no-proliferación. Sin embargo la recientemente anunciada Global Nuclear Energy Partnership (Asociación Global de Energía Nuclear) seguiría los criterios de Estados Unidos para que una asociación internacional controlara el reprocesamiento de combustible gastado de modo que el plutonio que se generase fuera utilizable como combustible nuclear pero no para armas nucleares.

Vertido de los residuos [editar]

Artículo principal: Residuo nuclear

Una preocupación actual en el campo de la energía nuclear es el vertido seguro y el aislamiento de, tanto el combustible gastado de los reactores, como, si se utiliza

la opción de reprocesado, los residuos de las plantas de reprocesado. Estos materiales deben aislarse de la biosfera hasta que la radioactividad que contengan haya disminuido hasta un nivel seguro. En los Estados Unidos, según la Nuclear Waste Policy Act de 1982, el Departamento de Energía tiene la responsabilidad de desarrollar un sistema de vertido nuclear para el combustible nuclear gastado y los residuos de alto nivel de radioactividad. Los planes actuales aluden a un vertido final de los residuos en forma sólida en profundidades autorizadas, dentro de estructuras geológicas estables.

Un método para hacer menos probable que el residuo de los reactores de energía sea la causa de enfermedades para la humanidad, y hacer el vertido más barato es el reprocesado tal como se ha expuesto más arriba.

Combustibles de fisión nuclear

El combustible nuclear tradicional en Estados Unidos y en otros países que no reprocesan el combustible nuclear usado sigue los cuatro pasos que se muestran en las imágenes superiores. Está basado en el ciclo de combustible del uranio. Primero, se extrae uranio de la tierra. Segundo, la materia prima es procesada para obtener la "yellow cake" (tarta amarilla). El siguiente paso consiste en, o bien, convertir el uranio en UF₆ para enriquecimiento antes de reconvertirlo en óxido de uranio, o bien, saltarse completamente esta etapa, pasando al cuarto paso directamente, como en el caso del combustible para el CANDU.

Un estudio de las virtudes y vicios de los diferentes combustibles se puede consultar (en inglés) en

Examen Post Irradiación (PIE, de las iniciales en inglés) y cómo se comportan los combustibles cuando se usan

Es normal que el combustible experimental y normal sean examinados tras su uso en un reactor. [2][3][4][5] Dada la intensidad de naturaleza radioactiva del combustible gastado esto se realiza en una celda caliente, se utiliza una combinación de métodos de degradación y no destructivos.

Es normal examinar los siguientes efectos o defectos en el combustible:

- Protuberancias.
 - Se puede bajar un documento, en inglés, sobre este tema en la web de la NASA. [6]
- Liberación de gas de fisión.

Puesto que el combustible está degradado o calentado los productos más volátiles de la fisión que están atrapados dentro del dióxido de uranio pueden liberarse.

- Agrietado del combustible.
 - Las grietas se deben a que el combustible se dilata con el calor, y el núcleo de las bolitas se dilatan más que la envoltura. Debido a la tensión térmica generada el combustible se agrieta, con grietas que tienden a ir del centro a los bordes formando un patrón en forma de estrella.

La temperatura varía en función de la distancia entre el centro y el borde. A una distancia x del centro la temperatura (T_x) se describe mediante una ecuación en la que ρ es la densidad de energía ($W\ m^{-3}$) y K_f es la conductividad térmica.

$$T_x = T_{borde} + \rho (r_{bolita}^2 - x^2) / (4 K_f)$$

Para explicar esto, se han modelado, utilizando esta ecuación, unas series de bolitas usadas con una temperatura en su borde de 200°C (habitual para un BWR) con diferentes diámetros y densidades de energía de 250 Wm^{-3} . A destacar que estas bolitas de combustible son bastante más grandes que las que son de uso normal, bolitas de óxido que tienen alrededor de 10 mm de diámetro.

Referencia Radiochemistry and Nuclear Chemistry, G. Choppin, J-O Liljenzin and J. Rydberg, 3rd Ed, 2002, Butterworth-Heinemann, ISBN 0750674636

El PIE se utiliza para comprobar que el combustible es a la vez seguro y efectivo. Después de accidentes importantes del núcleo (o de lo que queda de él) normalmente se investiga el PIE para averiguar que sucedió. Un lugar donde se calcula el PIE es el ITU que es el centro de la Unión Europea para el estudio de los materiales altamente radioactivos.

Compuestos químicos habituales del combustible nuclear

Oxide fuel

UOX

El dióxido de uranio es un semiconductor sólido negro. Se puede obtener por reacción de nitrato de uranio con una base de amonio para formar un sólido (uraniato de amonio, el cual se calienta (calcina) para formar U_3O_8 que, entonces, puede convertirse calentándolo en una mezcla de argón / hidrógeno a (700 °C) para formar UO_2 . El UO_2 se mezcla con un vinculador orgánico y comprimido en bolitas (pellets), los cuales son quemados a una temperatura mucho más alta (en H_2/Ar) para sinterizar el sólido. El propósito es conseguir un sólido dentro que tenga pocos poros.

Es importante destacar que la corrosión del dióxido de uranio en un entorno acuoso se controla mediante procesos electroquímicos similares a la corrosión galvánica de la superficie de los metales.

: Combustible MOX

El Óxido mezclado, o combustible MOX, es una mezcla de plutonio y de uranio natural o agotado que se comporta de forma similar (aunque no idéntica) al uranio enriquecido que alimenta la mayoría de los reactores nucleares. El combustible MOX es una alternativa al combustible de uranio de bajo enriquecimiento (LEU) utilizado en el reactor de agua ligera los cuales son los predominantes en la generación de energía nuclear.

Se han manifestado algunas preocupaciones sobre el hecho de que los núcleos de MOX usados, plantean nuevos retos sobre qué hacer con los residuos, a pesar de que el MOX es a su vez una solución para el tratamiento, mediante transmutación de los sobrantes de plutonio.

Actualmente, Marzo de 2005 el reprocesado de combustible nuclear comercial para obtener MOX se está realizando en Inglaterra y Francia, y en menor medida en Rusia, India y Japón. China tiene planes para desarrollar reactores de rápida reproducción y reprocesado.

Combustible de óxido usado

El combustible de óxido usado es una mezcla compleja de los productos de fisión, uranio, plutonio y metales transplutónicos. El combustible que se ha utilizado a altas temperaturas en los reactores de energía es normal que no sea homogéneo, a menudo contiene nanopartículas de metales del grupo del platino tales como el paladio. También es frecuente que el combustible se haya agrietado, formado protuberancias o haya sido utilizado a temperaturas cercanas a su punto de fusión. A pesar del hecho de que el combustible usado pueda agrietarse, es muy insoluble en agua, y puede retener la inmensa mayoría de actínidos y productos de fisión dentro del dióxido de uranio.

El combustible de óxido en situaciones de accidente

Existen dos modos principales de escape, los productos de fisión pueden evaporarse o pequeñas partículas de combustibles se pueden dispersar.

El escape de radioactividad del combustible usado esta muy controlado por la volatilidad de los elementos. Por ejemplo en Chernóbil se liberó mucho xenón y yoduros y mucho menos circonio. El hecho de que sólo los productos de fisión más volátiles sean liberados con facilidad, retrasa en gran medida la liberación de radioactividad en el caso de que un accidente produzca serios daños al núcleo.

De acuerdo con el informe de la Agencia de Energía Nuclear de la OECD sobre Chernóbil [7], se liberaron las siguientes proporciones del inventario del núcleo. Las formas físicas y químicas del escape incluyen gases, aerosoles y, finalmente, combustible sólido fragmentado.

- ^{133}Xe 100%, ^{131}I 50-60%, ^{134}Cs 20-40%, ^{137}Cs 20-40%, ^{132}Te 25-60%, ^{89}Sr 4-6%, ^{90}Sr 4-6%, ^{140}Ba 4-6%, ^{95}Zr 3,5%, ^{99}Mo >3,5%, ^{103}Ru >3,5%, ^{106}Ru >3,5%, ^{141}Ce 3,5%, ^{144}Ce 3,5%, ^{239}Np 3,5%, ^{238}Pu 3,5%, ^{239}Pu 3,5%, ^{240}Pu 3,5%, ^{241}Pu 3,5%, ^{242}Cm 3,5%

Es importante destacar que el agua y el zirconio pueden reaccionar violentamente a 1200 oC, a la misma temperatura que el revestimiento de zirconio puede reaccionar con dióxido de uranio para formar óxido de zirconio y una aleación de uranio/zirconio.[8]

- Es interesante hacer notar que en Francia existe un establecimiento en el que cual un incidente de fusión de combustible puede ser reproducido bajo condiciones de estricto control. [9][10] En el programa de investigación PHEBUS se ha permitido que los combustibles alcancen temperaturas que exceden las de funcionamiento. El combustible en cuestión está en un canal especial que está dentro de un reactor nuclear toroidal. El reactor nuclear se utiliza como un "núcleo de conducción" para irradiar el combustible de prueba. Aunque el reactor está refrigerado de modo normal por su propio sistema de refrigeración, el combustible de prueba dispone también de su propio sistema, que está dotado de filtros y dispositivos para estudiar la radioactividad liberada del combustible dañado. También se ha estudiado la liberación de radioisótopos del combustible bajo distintas condiciones. Una vez el combustible se ha utilizado en el experimento se realiza un examen detallado (PIE). En el informe anual del ITU correspondiente al 2004, en su sección 3.6, se ha informado de algunos resultados del PIE para PHEBUS (FPT2).3.6.[11][12]

Combustible TRIGA

El combustible TRIGA se utiliza en los reactores TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics, en inglés, correspondientes a Entrenamiento, Investigación, Isótopos, Atómica General). El combustible TRIGA está compuesto de una matriz de hidruro de uranio zirconio. Es seguro en sí mismo en el sentido de que cuando alcanza una alta temperatura, la sección de cruce de hidrógeno en el combustible se convierte a más altas energías, permitiendo que más neutrones se pierdan, y menos se termalicen. Muchos núcleos que usan este combustible son de "high leakage" (alta filtración) en los que los neutrones excedentes filtrados pueden utilizarse para investigación.

Combustibles Líquidos

Sales anhídridas derretidas

Esto incluye combustibles en los cuales éstos están disueltos en el refrigerante. Fueron utilizados en el experimento de los reactores de sales fundidas y en numerosos experimentos con reactores de núcleos líquidos. El combustible líquido para el reactor de sal fundida era $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$ (72-16-12-0,4 mol%), en el experimento tenía una temperatura máxima de funcionamiento de 705 °C, pero hubiera podido soportar mucho más altas temperatura ya que su punto de ebullición excedía los 1400 °C.

Soluciones acuosas de sales de uranio

El reactor homogéneo acuoso utiliza una solución de sulfato de uranio u otras sales de uranio en agua. Este tipo de reactor homogéneo no se ha utilizado por ningún reactor de gran energía. Una de sus desventajas es que el combustible, en caso de accidente, tiene una presentación que favorece que se disperse fácilmente.

Nitruro de uranio

Este es a menudo el combustible de elección para los diseños de reactor que fabrica la NASA. Una ventaja es que el UN tiene una mejor conductividad termal que el UO_2 . El nitruro de uranio tiene un punto de fusión muy alto. Este combustible tiene el inconveniente de que, a menos de que se utilice 15N (en lugar del más habitual 14N), se generará una gran cantidad de ^{14}C del nitrógeno por la reacción pn. Como el nitrógeno que sería necesario para este combustible sería tan caro, sería lógico que el combustible tuviera que ser reprocesado mediante un método pyro a fin de permitir recuperar el 15N. También es lógico que si el combustible fuera procesado y disuelto en ácido nítrico el nitrógeno enriquecido con 15N quedaría diluido en el habitual 14N.

Carburo de uranio

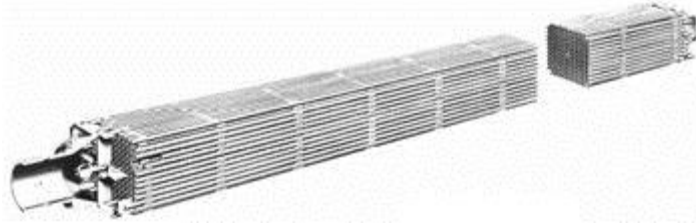
Otro combustible que se ha sugerido, nuevamente tiene una mejor conductividad térmica que el dióxido de uranio.

Presentaciones físicas habituales del combustible nuclear

Para su uso como combustible nuclear, el UF_6 enriquecido, se convierte en polvo de dióxido de uranio (UO_2), que entonces es procesado dándole forma de bolita (pellet). Los pellets son quemados a altas temperaturas, horneados, para crear los pellets duros, cerámicos de uranio enriquecido. Los pellets cilíndricos entonces sufren un proceso de amolado para conseguir un tamaño uniforme. A continuación, los pellets son alojados, de acuerdo con las especificaciones del núcleo del reactor, en tubos metálicos de una aleación resistente a la corrosión. Se sellan los tubos que contienen los pellets de combustible: estos tubos se les conoce como barras de combustible (fuel rods). Las fuel rods terminadas se agrupan en ensamblajes especiales que se utilizan para formar el núcleo de combustible nuclear de un reactor de energía.

El metal utilizado en estos tubos depende del diseño del reactor- en el pasado se utilizaba el acero inoxidable, pero actualmente la mayoría de reactores utilizan una aleación de zirconio. Para los tipos más habituales de reactores (BWR y PWR) los tubos se ensamblan en manojos con los tubos espaciados a distancias precisas. A estos manojos se les asigna un número de identificación único, lo que permite su trazabilidad en todo el ciclo (desde su fabricación, hasta su vertido, pasando por su uso).

Combustible PWR



Manojo de combustible PWR El manojo de combustible es de un reactor de agua presurizada del barco de pasajeros y carga NS Savannah. Diseñado y construido por Babcock and Wilcox Company.

El combustible del reactor de agua presurizada (PWR) está compuesto por barras cilíndricas puestas en manojos. Se le da forma de bolitas al óxido de uranio cerámico y se insertan en tubos de Zircaloy que se juntan en haces. Los tubos de Zircaloy tienen alrededor de 1 cm de diámetro. Hay alrededor de 179-264 barras de combustible por manojo y alrededor de 121 a 193 haces de manojos se cargan en el núcleo del reactor. Generalmente, los haces de combustible están compuestas por barras de combustible atadas de 14x14 a 17x17. Los haces de combustible PWR tienen cerca de 4 m de largo. En los haces de combustible PWR, las barras de control se insertan desde arriba directamente en el haz de combustible. Los haces de combustible normalmente están enriquecidos en diversos porcentajes de ^{235}U . El óxido de uranio es secado antes de insertarlo en los tubos para eliminar la humedad en el combustible cerámico que podría ocasionar corrosión y fragilidad del hidrógeno. Los tubos de Zircaloy están presurizados con helio para intentar minimizar la interacción "cladding" de los pellets (PCI) que puede llevar a fallos de la barra de combustible durante largos períodos.

Combustible BWR

En el reactor de agua hirviendo (BWR), el combustible es similar al del PWR excepto que los haces están "enlatados". Es decir hay un tubo delgado envolviendo cada haz. Esto en principio se hace para prevenir variaciones de densidad ocasionadas por efectuar la hidráulica neutrónica y térmica del núcleo a escala global. En los haces de BWR, hay alrededor de 500-800 manojos de

combustible (fuel rods) por ensamblaje. Cada fuel rod para BWR está relleno con helio a una presión de cerca de tres atmósferas (300 kPa).

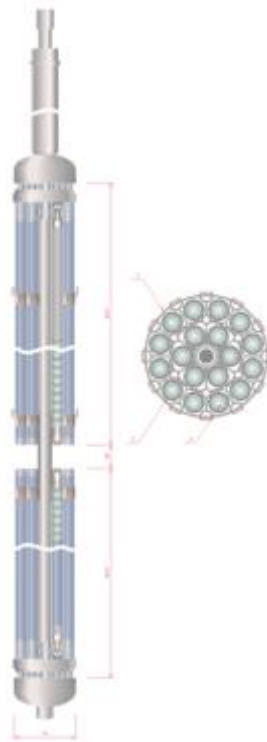
Combustible para CANDU

Los haces de combustible para CANDU miden alrededor de medio metro de largo y 30 cm de diámetro. Están formados por pellets sinterizados (UO₂) en tubos de zirconio, soldados en los extremos a platos de zirconio. Cada haz pesa alrededor de 20 kg y la carga de un núcleo normalmente es del orden 4.500 haces. Los modelos modernos normalmente tienen 37 clavijas de combustible idénticas dispuestas radialmente alrededor del eje longitudinal del haz, pero en el pasado se utilizaron diversas configuraciones y números de clavijas. Los diseños actuales del CANDU no necesitan uranio enriquecido para alcanzar el punto crítico (debido a su más eficiente moderador de neutrones de agua pesada, no obstante, algunos nuevos conceptos exigen un bajo enriquecimiento para ayudar a reducir el tamaño de los reactores).

Presentaciones menos habituales de combustible nuclear

Existen otras varias presentaciones de combustible nuclear para aplicaciones específicas, pero carecen del amplio uso de las utilizadas en las plantas de energía de BWR, PWR, y CANDU. Muchos de estas presentaciones solo se encuentran en reactores de investigación, o tienen aplicaciones militares.

Combustible RBMK





Portador de barras de combustible para el reactor RBMK 1 – armadura de distanciación; 2 – Cápsula de barras de combustible; 3 – tabletas de combustible.

El combustible para el reactor RBMK se utilizó en los reactores de este tipo de diseño soviético. Los elementos de este combustible son extremadamente largos, del orden de los 7 m. El reactor de Chernóbil era un RBMK de 1GWe RBMK.

Combustible compacto TRISO

Los combustibles tri-isotrópicos (TRISO) fueron desarrollados inicialmente en Alemania para reactores de altas temperaturas refrigerados por gas. En los combustibles TRISO, el carburo de uranio está normalmente revestido por varias capas de carbón pirolítico y dióxido de silicio para retener los productos de fisión a elevadas temperaturas. Estos combustibles se moldeaban en guijarros de grafito (para reactores de lecho de guijarros) o en barras de combustible de grafito (para reactores prismáticos con núcleo refrigerado por gas). Actualmente se utilizan en el HTR-10 en China, y en el HTTR en Japón, los cuales son reactores experimentales. Los combustibles compactos TRISO podrían utilizarse también en los diseños PBMR y GT-MHR, si tales diseños fueran construidos. La primera planta de energía en utilizar este combustible fue la THTR-300.

Combustible CerMet

El combustible CerMet está formado por particular de combustible cerámico (normalmente óxido de uranio alojadas en una matriz metálica. Se ha especulado con que este tipo de combustible es el utilizado en los reactores de la US Navy.. Este combustible tiene unas características de alto calor de transporte y puede soportar un gran volumen de expansión.

Combustible tipo placa

El combustible de tipo placa ha perdido adeptos con el transcurso de los años. Actualmente se utiliza en el reactor avanzado de pruebas (Advanced Test Reactor –ATR-) en el Laboratorio Nacional de Idaho.

Combustibles de radioisótopos de calor decadente

Dos sistemas explotan la energía térmica producida por la degeneración de los isótopos radioactivos para generar energía eléctrica de gestión térmica.

Generadores termoeléctricos de radioisótopos

Un generador termoeléctrico de radioisótopos (RTG) es un simple generador eléctrico que obtiene su energía de la degradación radioactiva. En estos aparatos,

el calor liberado por la degradación de un material radioactivo adecuado, se convierte en electricidad utilizando una serie de termopares.

^{238}Pu se ha convertido en el combustible más ampliamente usado en los RTG. En la forma de dióxido de plutonio tiene una vida media de 87,7 años, una densidad de energía razonable y unos niveles de radiaciones gamma y de neutrones excepcionalmente bajos. Algunos RTGs rusos terrestres han utilizado ^{90}Sr ; este isótopo tiene una vida media más corta, una densidad de energía mucha más baja y produce radiaciones gamma, pero es mucho más barato. Los primeros RTG, el primero fue construido en 1958 por la Comisión de Energía Atómica de Estados Unidos, utilizaron ^{210}Po . Este combustible proporciona una espectacularmente enorme densidad de energía, (un solo gramo de polonio-210 genera 140 vatios térmicos) pero tiene un uso limitado debido a su muy corta vida media y su producción gamma y ha sido desestimado su uso para esta aplicación.

Unidades de calentadores de radioisótopos

Las Unidades de calentadores de radioisótopos, (RHU) por sus iniciales en inglés, normalmente generan cerca de 1 watio de calor, procedentes de la degradación de unos pocos gramos de plutonio-238. Este calor es proporcionado de forma continua durante varias décadas.

Su función es generar calefacción muy localizada a equipos muy sensibles (como los electrónicos) en el espacio profundo. El orbitador Cassini-Huygens del planeta Saturno contiene 82 de estas unidades (además de sus 3 RTG principales para generación de energía). La sonda Huygens a la Titán contiene 35 instrumentos.

Batería de radioisótopos

Las expresiones batería atómica, batería nuclear y batería de radioisótopos se utilizan para describir un instrumento que usa las emisiones de partículas cargadas de un isótopo radioactivo para producir electricidad directamente. A pesar de que el RTG podría decirse estrictamente que pertenece a esta clase, el término generalmente se refiere a convertidores no térmicos, cuya potencia de salida no es una función de la diferencia de temperaturas. Hay disponibles varios diseños que explotan las partículas alfa y beta, e incluyen los generadores de carga directa, los betavoltáicos, la batería nuclear optoeléctrica y en generador piezoeléctrico de radioisótopos.

Estos sistemas utilizan radioisótopos que generan partículas beta de baja energía o, en ocasiones, partículas alfa de energía variable. Las partículas beta de baja energía son necesarias para evitar la producción de alta energía penetrante radiación Bremsstrahlung que requeriría un pesado blindaje. Se han experimentado radioisótopos tales como el tritio, níquel-63, prometio-147, y tecnecio-99. El plutonio-238, curio-242, curio-244 y estroncio-90 se han usado.

Moderador y refrigeración: agua pesada/agua pesada

Para moderar los neutrones del núcleo del reactor se emplea agua pesada (D₂O). El medio refrigerante que sirve para extraer el calor producido en los elementos combustibles es también D₂O, cuya circulación se consigue por medio de dos bombas en dos circuitos cerrados.

El moderador está en el recipiente a presión del reactor; se encuentra dentro de un recipiente cerrado que lo mantiene separado del medio refrigerante y que posee conductos de refrigeración axiales. Con ellos es posible conseguir, con ayuda de circuitos separados de refrigeración, e independientemente de la temperatura del medio refrigerante, que la temperatura del moderador sea baja (130°C a 220°C), a fin de mejorar el balance de neutrones.

El medio refrigerante entra en el reactor a través de dos bocas opuestas en condiciones nominales de servicio a 272°C y 120 bar aproximadamente de presión del sistema. Al atravesar los canales de refrigeración de abajo hacia arriba se calienta a 306°C y fluye a los generadores de vapor. El flujo total a través del núcleo del reactor alcanza 20.000 t/h.

Componentes y sistemas acreditados de KWU.

El recipiente a presión es una construcción soldada formada por virolas cilíndricas de forja y por una caleta inferior también de forja. El acero empleado de grano fino y de baja aleación, une a su fácil soldadura una gran tenacidad y poca tendencia a la fragilidad bajo la acción de los neutrones.

Los generadores de vapor son, como en todas las centrales modernas de la KWU, intercambiadores de calor verticales constituidos por un haz de tubos en U, con circulación natural del agua de alimentación.

El haz, cuyos tubos son de Incoloy 800, material muy resistente a la corrosión, se suelda al plaqueado existente, y luego se mandrila en la zona de la placa de tubos.

Una construcción con tantas ventajas como las de este generador de vapor y las buenas experiencias que se tienen del mismo, han contribuido a que la KWU también tenga buena fama entre los fabricantes de componentes.

Las bombas del refrigerante primario, centrifugas de una etapa y dispuestas verticalmente, están soldadas a la tubería de refrigerante, y tienen una carcasa de acero de grano fino y un plaqueado interior anticorrosivo (como todos los componentes de la envolvente a presión del reactor). El eje posee juntas para altas presiones, que operan libres de contacto y duran varios años.

Circuito de vapor y circuito de agua de alimentación.

El vapor saturado producido a 44 bar es guiado, a través de un colector, a las válvulas de admisión de la parte de alta presión, de doble flujo, de la turbina de condensación, constituida ésta por cuatro cuerpos.

Tres bombas principales impulsan el agua refrigerante (62.500 m³ /h) hacia los condensadores. Desde allí vuelve al río a través de una pileta sifón y una turbina recuperadora de energía de unos 3 MW, pasando por el conducto de evacuación.

La potencia eléctrica de 367 MW brutos producida por el turbo -grupo, correspondientes a 345 MW netos, se entrega, a través de la subestación de alta tensión de 220 kV de Villa Lía, a la red de interconexión del GRAN BUENOS AIRES LITORAL.

Moderador nuclear

[Saltar a navegación, búsqueda](#)

Situado en el corazón del reactor nuclear, el moderador es un elemento que disminuye la velocidad de los neutrones, permitiendo de esta forma una reacción nuclear en cadena eficaz.

La principal razón para efectuar este proceso de ralentización de los neutrones es permitir a los mismos interactuar con los átomos fisibles (uranio 235 y plutonio 239) presentes en el combustible de un reactor nuclear. Cuando un átomo fisiona tras la absorción de un neutrón, emite 2 ó 3 neutrones con una velocidad de 20.000 km/s. A esta velocidad, es poco probable que otro átomo fisible absorba este neutrón. El empleo del moderador permite obtener un mejor rendimiento del reactor.

Moderadores

Sólo juntar mucho uranio en un sólo lugar no es suficiente como para comenzar una reacción en cadena. Los neutrones son emitidos por un núcleo en fisión a una velocidad muy elevada. Esto significa que los neutrones escapan del núcleo antes de que tengan una oportunidad de golpear cualquier otro núcleo (debido a un efecto relativista).

Un neutrón de movimiento lento se llama neutrón térmico, y solamente esta velocidad del neutrón puede inducir una reacción de fisión. Así pues, tenemos cuatro velocidades de neutrones:

- Un neutrón (no-térmico) rápido escapará el material sin la interacción;
- Un neutrón de velocidad mediana será capturado por el núcleo y cambiará el material en un isótopo (pero no induciría la fisión).
- Un neutrón de movimiento lento (térmico) inducirá a un núcleo a que experimente la fisión.

- Un neutrón móvil realmente lento será capturado o escapará, pero no causará fisión.

Por algunos años antes del descubrimiento de la fisión, la manera acostumbrada de retrasar los neutrones era hacerlos pasar a través de un material de peso atómico bajo, tal como un material hidrogenoso. El proceso de retraso o de moderación es simplemente una de las colisiones elásticas entre las partículas de alta velocidad y las partículas prácticamente en reposo. Cuanto más parecidas sean las masas del neutrón y de la partícula pulsada, mayor es la pérdida de energía cinética por el neutrón. Por lo tanto los elementos ligeros son los más eficaces como moderadores del neutrón.

A un número de físicos en los años 30 se les ocurrió la posibilidad de mezclar el uranio con un moderador: si estuvieran mezclados correctamente, los neutrones de alta velocidad de la fisión podrían ser retrasados al rebotar de un moderador a la velocidad correcta para inducir la fisión en otros átomos de uranio. Las características de un buen moderador son: peso atómico bajo, y baja o nula tendencia a absorber los neutrones. Los moderadores posibles son entonces el hidrógeno, helio, litio, berilio, boro, y carbón. El litio y el boro absorben los neutrones fácilmente, así que se excluyen. El helio es difícil de utilizar porque es un gas y no forma ningún compuesto. La opción de moderadores estaría entonces entre el hidrógeno, deuterio, el berilio y el carbon. Fueron Enrico Fermi y Leó Szilárd quienes propusieron primero el uso de grafito (una forma de carbón) como moderador para una reacción en cadena. El deuterio es el mejor tecnológicamente (introducido en el agua pesada), sin embargo el grafito es mucho más económico.

Principio físico

La ralentización de los neutrones se obtiene por el choque entre este neutrón y los núcleos de los átomos del moderador. Tras el choque, una parte de la energía del neutrón se transmite al núcleo, lo que provoca la pérdida de velocidad.

Materiales utilizados

El elemento que actúa de moderador suele ser: hidrógeno, deuterio (presente en el agua pesada) o carbono.

Moderador en Fisión nuclear

La principal aplicación tecnológica del agua pesada ha sido como moderador en los procesos de fisión nuclear, por lo que se convirtió en una sustancia estratégica durante el desarrollo de los primeros reactores nucleares; los aliados emprendieron una serie de acciones directas para impedir el acceso de los nazis al agua pesada, véase la Batalla del agua pesada. Hoy en día ha perdido parte de su importancia, al utilizarse también como moderadores en las centrales nucleares otros materiales como el agua normal o el grafito.

Grafito

[Saltar a navegación, búsqueda](#)



Grafito

El grafito (del griego γραφειν para dibujar) es una de las formas alotrópicas en las que se puede presentar el carbono. Otras formas bien conocidas son el diamante y los fulerenos. El grafito también se llama plumbagina o plomo negro.

El grafito y el diamante son dos formas cristalinas; el grafito es la forma estable a presiones y temperaturas bajas. Se puede convertir en diamante aumentando la temperatura y la presión, y utilizando un catalizador para aumentar la velocidad.

El grafito se encuentra en la naturaleza y se puede extraer, pero también se produce artificialmente.

Propiedades

Es de color negro con brillo metálico, refractario y se exfolia con facilidad. En la dirección perpendicular a las capas presenta una conductividad de la electricidad baja y que aumenta con la temperatura, comportándose pues como un semiconductor. A lo largo de las capas la conductividad es mayor y disminuye al aumentar la temperatura, comportándose como un conductor semimetálico. Es polimorfo.

Aplicaciones

- El grafito es un material refractario y se emplea en ladrillos, crisoles, etc.
- Al deslizarse en el grafito las capas fácilmente, resulta ser un buen lubricante sólido.
- Se emplea en la fabricación de diversas piezas en ingeniería, como pistones, juntas, arandelas, rodamientos, etc.
- Este material es conductor de la electricidad y se emplea para la fabricación de electrodos. También tiene otras aplicaciones eléctricas.
- Se emplea en reactores nucleares, como moderadores y reflectores.
- El grafito mezclado con una pasta sirve para la fabricación de lápices.
- Es usado para crear discos de grafito parecidos a los de discos vinilo salvo por su mayor resistencia a movimientos bruscos de las agujas lectoras.

Compuestos de intercalación de grafito

Distintas moléculas o iones pueden penetrar en las capas del grafito. Por ejemplo el potasio puede ceder un electrón al grafito, quedando el ion de potasio, K^+ , entre las capas. Este electrón contribuye a aumentar la conductividad que presentaba el grafito.

Se pueden preparar diferentes compuestos de intercalación con distintas estequiometrías y distintas especies. En algunos casos la conductividad resultante es mayor, como en el caso del potasio, y es lo que ocurre generalmente, pero en otros, como por ejemplo con flúor, es menor.

Otras formas relacionadas

Existen otras formas llamadas de carbón amorfo que tienen una estructura relacionada con la del grafito:

- Carbón vegetal y carbón activado
- Negro de humo u hollín

Agua pesada

[Saltar a navegación, búsqueda](#)

Agua pesada, agua formada con átomos de hidrógeno pesado, esto es, con los isótopos deuterio (llamada en ese caso óxido de deuterio, agua deuterada o agua pesada, que no es radiactiva) o tritio (llamada óxido de tritio, agua tritiada o agua superpesada que es radiactiva). Siendo el de deuterio el más usado dada su mayor abundancia relativa y su mayor estabilidad. El tritio tiene un decaimiento

radiactivo por su mayor inestabilidad al poseer un protón y dos neutrones, por lo que tiende a emitir una partícula beta y convertirse en un isotopo de helio.

La fórmula química del agua deuterada, óxido de deuterio o agua pesada es: D₂O o 2H₂O. La fórmula química del agua tritiada, óxido de tritio o agua superpesada es: T₂O o 3H₂O. Esta forma es radiactiva. Además hay otras variedades isotópicas como: agua semipesada cuya fórmula química es HDO, DHO o 1H²H O. y una forma sin nombre que correspondería a un "agua semi - superpesada", a veces llamada agua tritiada, cuya fórmula química es HTO, THO o 1H³H O. Esta forma es radiactiva. [1]

También es de suma utilidad para detectores de Neutrinos como el Kamiokande.

Propiedades

Esta diferencia en los elementos del núcleo modifica algunas de sus propiedades físicas, tales como la densidad o el punto de ebullición. El agua pesada se encuentra presente, en pequeñas cantidades, mezclada con el agua normal, y puede ser separada de ésta por destilación fraccionada. También se puede separar del agua por absorción con amoniaco que contenga deuterio.

Moderador en Fisión nuclear

La principal aplicación tecnológica del agua pesada ha sido como moderador en los procesos de fisión nuclear, por lo que se convirtió en una sustancia estratégica durante el desarrollo de los primeros reactores nucleares; los aliados emprendieron una serie de acciones directas para impedir el acceso de los nazis al agua pesada, véase la Batalla del agua pesada. Hoy en día ha perdido parte de su importancia, al utilizarse también como moderadores en las centrales nucleares otros materiales como el agua normal o el grafito.

Plantas productoras

- Estados Unidos produjo agua pesada hasta la década de 1980.
- Canadá fue el mayor productor mundial hasta el cierre de la planta de en 1997.
- La compañía noruega Norsk Hydro inauguró en 1934 la primera planta comercial de producción en el mundo.
- La India es el segundo mayor productor de agua pesada a través del Heavy Water Board.
- Argentina es un fuerte exportador, produciendo en una planta con capacidad de 600t/año ubicada en Arroyito, Provincia de Neuquén, operada por la empresa estatal ENSI.
- Rumania produce agua pesada en la planta Drobeta Girdler Sulfide y exporta ocasionalmente.

- Francia operó una pequeña planta hasta 1970.
- Gran Bretaña. En 1958, exportó 20 tn a Israel.

Propiedades físicas (en comparación con el agua corriente)

| Propiedad | D2O (agua pesada) | H2O (agua corriente) |
|--------------------------------------|-------------------|----------------------|
| Punto de fusión (°C) | 3,82 | 0,0 |
| Punto de ebullición (°C) | 101,4 | 100,0 |
| Densidad (a 20°C, g/mL) | 1,1056 | 0,9982 |
| Temp. de máxima densidad (°C) | 11,6 | 4,0 |
| Viscosidad (a 20°C, centipoise) | 1,25 | 1,005 |
| Tensión superficial (a 25°C, dyn·cm) | 71,93 | 71,97 |
| Entalpía de fusión (cal/mol) | 1,515 | 1,436 |
| Entalpía de vaporización (cal/mol) | 10,864 | 10,515 |
| pH (a 25°C) | 7,41 | 7,00 |

Leyes de conservación

Todo proceso nuclear ha de cumplir un formalismo semejante al que siguen los químicos en las reacciones químicas. De hecho en cuanto a simbología ambos tipos de procesos se escriben de forma bastante parecida. Si en las reacciones químicas se conservaba la masa atómica en las nucleares ya no sucede lo mismo. Ya que hay transformaciones de masa a energía y viceversa. A pesar de ello, los procesos nucleares siguen sus propias leyes de conservación.

- Energía relativista: La energía relativista es la suma de las energías cinéticas de las partículas y sus energías en reposo. Ésta se conserva durante cualquier reacción nuclear.
- Carga eléctrica: El valor total de las cargas eléctricas a ambos lados de la ecuación ha de mantenerse. La unidad de carga es la del electrón y se representa por q_e .
- Número bariónico: Se asigna el valor +1 a los bariones y -1 a los antibariones. El valor durante la reacción debe mantenerse constante.
- Número leptónico: Se asigna el valor +1 a los leptones y -1 a los antileptones. El valor durante la reacción debe mantenerse constante. Existe un número leptónico por cada generación de partículas así de hecho son tres, un número leptónico electrónico, otro muónico y otro tauónico y en realidad se han de conservar todos ellos por separado.
- Extrañeza (strangeness): Se asigna el valor 0 a las partículas normales, fotones, leptones o piones y +1 o -1 a las partículas y antipartículas extrañas como los mesones k o kaones. Estos tienen una vida media por

encima de lo normal y surgen por pares. Este valor se conserva durante la reacción solo en las interacciones electromagnéticas o nucleares fuertes, no así en las débiles.

Nota: Probablemente, sin la conservación de los números bariónicos, leptónicos y la extrañeza, hoy día el universo solo sería una sopa de leptones o partículas aun menores que se habrían ido degradando de forma irreversible.

Energía por nucleón

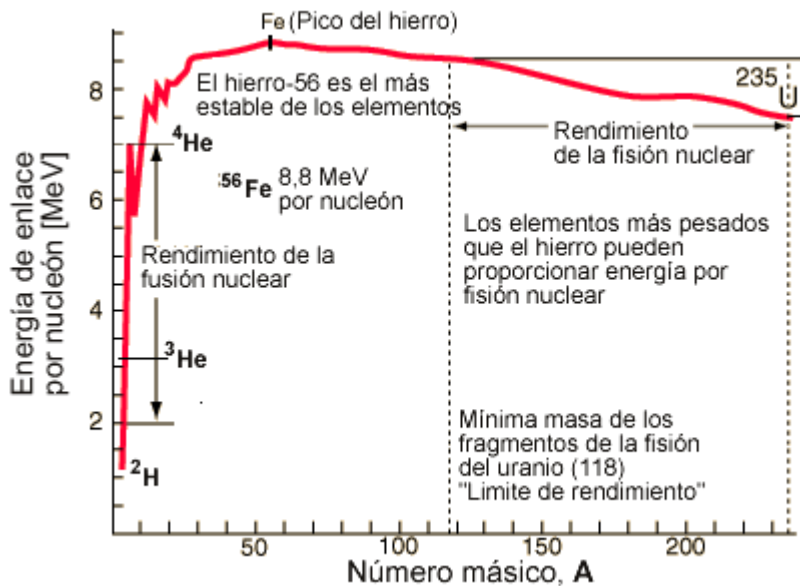


Gráfico de las energías de enlace nuclear según la masa atómica. Se puede observar como el rendimiento para la fusión es mucho mayor que para la fisión.

Gráfico de las energías de enlace nuclear según la masa atómica. Se puede observar como el rendimiento para la fusión es mucho mayor que para la fisión.

Es la energía potencial nuclear contenida en cada nucleón de un átomo. Esta energía varía según el átomo. Este hecho es el que se conoce, normalmente, como defecto de masa y es el causante de que las reacciones de fisión y fusión liberen energía. Por poner un ejemplo, este curioso fenómeno hace que un neutrón y un protón aislados sumen más masa que los dos juntos formando un núcleo de deuterio. En la imagen adjunta se sitúa un gráfico en el que se pueden ver algunas de estas energías.

Una manera aproximada de obtener esa energía potencial es calcular la energía en reposo de un núcleo atómico a partir de su masa atómica. Acto seguido se debe dividir esa energía entre el número de nucleones de ese núcleo. Entonces se debe restar ese valor de la energía en reposo del hidrógeno, unos 938MeV. Para

ver las masas atómicas de cada isótopo: webelements. Cálculos más detallados en: Defecto de masa

La función de la figura tiene un máximo, el pico del hierro. El hierro es el elemento nuclearmente más estable de todos porque tanto para fusionarlo como para fisiónarlo hay que invertir energía adicional. Los motivos que explican la forma de esta gráfica son los siguientes. Para átomos ligeros la fuerza nuclear fuerte es dominante pero esta fuerza solo actúa a muy corto alcance mientras que las fuerzas repulsivas electromagnéticas entre protones son de largo alcance y actúan siempre en todos los protones. En los núcleos más pesados, sin embargo, las distancias entre muchos de los nucleones son demasiado grandes y la cohesión por interacción fuerte ya no es tan intensa. Por otro lado las fuerzas electromagnéticas de repulsión son cada vez más fuertes ya que hay más protones y estas son de largo alcance. Así, a partir del hierro, la barrera de potencial eléctrico que hay que romper para añadir un protón más al núcleo supera al beneficio energético que da la interacción fuerte al juntarlo con el resto de los nucleones. Esto también explica la suave pendiente de la energía obtenida por la fisión ya que realmente viene dada por el exceso de potencial eléctrico por encima de la cohesión por interacción fuerte mientras que la energía de fusión es todo lo contrario, la energía la aporta la interacción fuerte que supera muy de largo a las fuerzas repulsivas sobre todo en los átomos más ligeros como el hidrógeno o el helio sin apenas cargas positivas.

Reacciones en cadena

Son reacciones que se realimentan a sí mismas. La máxima fundamental para que se mantengan este tipo de reacciones es que sean exotérmicas. De no ser así, el proceso no tardaría en detenerse.