



Universidad de Valladolid

FACULTAD DE CIENCIAS

TRABAJO FIN DE GRADO

Grado en Física

Reactores Nucleares de Fisión

Autor: Álvaro de la Fuente Simón

Tutores: Iván Cabria Álvaro

Pilar Iñiguez de la Torre Bayo

2025

Índice

1. Introducción	1
2. Física de Reactores	2
2.1. Fisión Inducida por Neutrones	
2.2. Sección Eficaz. Flujo. Tasa de Reacción	
2.3. Reacción en Cadena. Factor de Multiplicación. Masa Crítica	
2.4. Espectro de Fisión. Moderación Neutrónica	
2.5. Control de k y Estabilidad	
2.6. Potencia y Diseño del Núcleo del Reactor	
3. Reactores Productores de Electricidad	12
3.1. Tipos de Reactores	
3.1.1. Reactores Térmicos	
• Reactores Moderados por Agua Ligera, LWR (<i>Light Water Reactor</i>)	
• Reactores Moderados por Agua Pesada, PHWR (<i>Pressurized Heavy Water Reactor</i>)	
• Reactores Moderados por Grafito	
3.1.2. Reactores Rápidos	
3.2. Reactores eléctricos en el mundo	
4. Ciclo del Combustible Nuclear	21
4.1. Minería	
4.2. Molienda	
4.3. Conversión	
4.4. Enriquecimiento	
4.5. Fabricación de Combustible	
4.6. Generación de Electricidad	
4.7. Reprocesado	
4.8. Eliminación de Combustible Gastado	
5. Energía Nuclear en España	25
6. Evolución Histórica y Perspectiva Futura	29
6.1. Generación I	
6.2. Generación II	

6.3. Generación III

- Reactor Europeo Presurizado, EPR (*European Pressurized Reactor*)
- Reactor Avanzado de Agua en Ebullición, ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*)
- Reactor Avanzado de Agua a Presión, APWR (*Advanced Pressurized Water Reactor*)

6.4. Generación III+

- AP1000 (*Advanced Passive 1000*)
- ESBWR (*Economic Simplified BWR*)

6.5. Generación IV

- Reactor Rápido Refrigerado por Gas, GFR (*Gas-Cooled Fast Reactor*)
- Reactor Rápido Refrigerado por Plomo, LFR (*Lead-Cooled Fast Reactor*)
- Reactor Rápido Refrigerado por Sodio, SFR (*Sodium-Cooled Fast Reactor*)
- Reactor de Sales Fundidas, MSR (*Molten Salt Reactor*)
- Reactor Supercrítico Refrigerado por Agua, SCWR (*Supercritical-Water-Cooled Reactor*)
- Reactor de Muy Alta Temperatura, VHTR (*Very High Temperature Reactor*)

7. Conclusiones 39

Resumen

Los reactores nucleares de fisión aprovechan la división de átomos pesados, como el uranio, para liberar energía que se utiliza para generar electricidad a través de un ciclo de vapor, entre otras aplicaciones. Desde sus primeras investigaciones, la tecnología nuclear ha evolucionado significativamente, mejorando la seguridad, la eficiencia y la gestión de residuos.

A lo largo del tiempo, se han diseñado diferentes tipos de reactores nucleares, cada uno con características específicas para optimizar el uso de combustible y la generación de electricidad. Hoy en día, la investigación continúa con el desarrollo de los reactores de cuarta generación, que buscan hacer más sostenible y seguro el uso de la energía nuclear.

En España, la energía nuclear sigue siendo una fuente importante de electricidad, aunque su futuro está siendo cuestionado por la transición hacia fuentes de energía más renovables.

Abstract

Nuclear fission reactors harness the splitting of heavy atoms, such as uranium, to release energy that is used to generate electricity through a steam cycle, among other applications. Since its earliest research, nuclear technology has evolved significantly, improving safety, efficiency and waste management.

Over time, different types of nuclear reactors have been designed, each with specific characteristics to optimise fuel use and electricity generation. Today, research continues with the development of fourth generation reactors, which seek to make the use of nuclear energy more sustainable and safer.

In Spain, nuclear energy continues to be an important source of electricity, although its future is being questioned by the transition to more renewable energy sources.

1. Introducción

Los reactores nucleares de fisión aprovechan la energía que se desprende tras la rotura del núcleo atómico. Este trabajo se va a centrar en los reactores productores de electricidad que comenzaron a utilizarse a partir de la década de 1950. Sin embargo, está bien mencionar otros tipos de reactores, aunque no se profundice en ello. Existen reactores que utilizan los neutrones para otras aplicaciones como, por ejemplo, difracción neutrónica, activación neutrónica (transmutación) de materiales, producción de radioisótopos artificiales, medicina, etc. Un hito importante fue la generación de potencia para propulsión naval. En 1955 el Nautilus fue el primer submarino nuclear, batiendo récords de velocidad y permanencia subacuática. La potencia es menor que en las centrales nucleares pero la densidad de material fisionable y el enriquecimiento son mayores para disminuir la necesidad de repostado y el peso. Existen otros tipos de reactores más pequeños de tipo experimental que están destinados a la enseñanza y a la investigación. Estos reactores pueden servir para la comprobación de modelos teóricos o para realizar test de materiales, este último punto es importante en relación al estudio del daño que produce la radiación en ciertos materiales. El intenso flujo neutrónico de un reactor de potencia puede alterar las propiedades de los materiales irradiados a través de los defectos cristalinos formados por las colisiones de los neutrones con los átomos de los materiales sólidos.

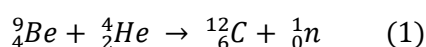
Durante las décadas anteriores se realizaron numerosos experimentos y estudios sobre la física nuclear con el objetivo de entender los procesos que ocurren cuando un núcleo se divide en otros núcleos más pequeños y, así, dominar el campo subatómico lo suficientemente bien como para utilizarlo como fuente de energía de la que obtener electricidad. Actualmente, el calor producido por las fisiones (potencia térmica) se convierte en electricidad (potencia eléctrica) con un rendimiento que está en torno al 30%. Los países que apuestan por la energía nuclear lo hacen porque se considera una energía limpia que no emite gases de efecto invernadero y fortalece el autoabastecimiento eléctrico sin depender de terceros. Además, es una fuente de energía muy estable que puede generar empleo, impulsar la innovación y reducir la dependencia de combustibles fósiles y los precios de la energía.

El principal objetivo de este trabajo es dar a conocer el funcionamiento de un reactor nuclear de fisión, para ello se profundizará en conceptos como la fisión nuclear, la sección eficaz, la reacción en cadena y sus tres casos (crítico, supercrítico y subcrítico), el factor de multiplicación y la masa crítica entre otros. Además, se explicarán la potencia generada por un reactor nuclear y la moderación neutrónica que es un concepto muy importante en el resto del trabajo. El tercer capítulo se centrará en los reactores nucleares de fisión de uranio generadores de electricidad que están operativos actualmente en el mundo, sin considerar los reactores de torio. Se clasifican dependiendo de su espectro neutrónico pudiendo ser reactores térmicos o reactores rápidos. Se analizará cada uno de ellos explicando su funcionamiento y se indicarán características importantes como su moderador, combustible y sistemas de seguridad. Por otra parte, también se describirá el ciclo del combustible nuclear, desde la minería hasta el reprocesado y los residuos nucleares, y se hablará de la energía nuclear en España, la minería de uranio, la fabricación de combustible, la gestión de residuos y las centrales presentes en nuestro país. Por último, en el capítulo seis, se exponen los prototipos que se están investigando para que entren en funcionamiento en las próximas décadas y se explican los pros y los contras de cada uno de los modelos.

2. Física de Reactores

2.1. Fisión Inducida por Neutrones

En el año 1920, Ernest Rutherford, un físico neozelandés que dedicó gran parte de su vida al estudio de la física nuclear y de partículas, presentó los conocimientos que se tenían sobre el átomo hasta la fecha en una Bakerian Lecture titulada “Nuclear Constitution of Atoms”. En esa misma conferencia, Rutherford anunciaba el descubrimiento de un isótopo de helio: un núcleo de masa 3 y carga 2. A partir de aquí siguió con sus especulaciones acerca de cómo está organizado el núcleo atómico, y llegó a proponer la existencia de un núcleo de masa 1 con carga 0. Después de varios años de estudio, en el año 1932, el físico inglés James Chadwick, consiguió descubrir experimentalmente la existencia del neutrón bombardeando berilio con partículas alfa:



Tras el descubrimiento del neutrón, en el año 1934, Enrico Fermi, físico italiano, utilizó estas partículas para bombardear varios átomos de la tabla periódica y así realizar un estudio de los núcleos atómicos. Fermi interpretó que al reaccionar un neutrón con el uranio únicamente había descubierto átomos más pesados, conocidos como transuránidos. Sin embargo, la física austriaca Lise Meitner, junto con el químico alemán Otto Hahn, repitieron los experimentos de Fermi y se dieron cuenta que al bombardear un núcleo de uranio con neutrones no solo surgía un elemento más pesado, sino que también aparecía un elemento mucho más ligero como es el bario. Por lo tanto, se llegó a la conclusión de que el núcleo de uranio se había partido en dos, lo que conocemos como fisión nuclear. [1] [2]

Enrico Fermi consigue la primera reacción en cadena autosostenida el 2 de diciembre de 1942 en Chicago, ocurrió en el primer reactor nuclear artificial, conocido como Chicago Pile-1. [1] Este proceso se produce gracias a que al fisionar un núcleo da como resultado núcleos de elementos más ligeros, neutrones y energía. Esos neutrones sobrantes salen con una energía cinética suficiente como para ser absorbidos por otros núcleos vecinos provocando una nueva fisión. En los reactores nucleares se produce la ruptura de núcleos inducida por la absorción previa de un neutrón, por ejemplo, la fisión del uranio-235 puede producir cualquier núcleo con número de masa entre 70 y 160 (Figura 2.1):

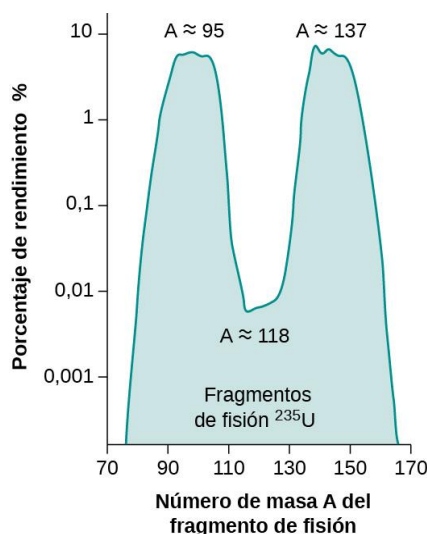
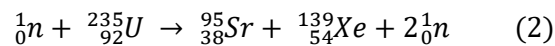


Figura 2.1: Distribución estadística total de los fragmentos de fisión del U235 [3]

En la siguiente reacción:



El balance energético correspondiente es:

- *masa antes de la fisión:* $1,009 \text{ uma} + 235,044 \text{ uma} = 236,053 \text{ uma}$
- *masa después de la fisión:* $94,919 \text{ uma} + 138,919 \text{ uma} + 2,017 \text{ uma} = 235,855 \text{ uma}$
- *defecto de masa:* $0,198 \text{ uma} = 0,198 \text{ uma} \times 931,5 \text{ MeV} = 184,4 \text{ MeV}$

Redondeando, puede tomarse como 200 MeV la diferencia energética entre la masa antes de la fisión y después de la fisión. De esos 200 MeV, el 80% se corresponde con la energía cinética de los fragmentos (calor) y el resto con la energía cinética de los neutrones instantáneos, rayos gamma instantáneos, radiaciones retardadas emitidas por los productos de fisión principalmente betas y gammas y neutrinos que se van produciendo en tiempos posteriores al de la fisión.

En promedio, se produce un número de entre 2 y 3 neutrones por fisión que depende de la energía del neutrón inicial. Estos neutrones están disponibles para nuevas fisiones posibilitando una reacción en cadena alimentada con los propios neutrones de fisión.

2.2. Sección Eficaz. Flujo. Tasa de Reacción

En un medio donde hay n núcleos por unidad de volumen, la probabilidad (adimensional) de que un neutrón desplazándose en dicho medio sufra una interacción en el recorrido viene dada por el producto:

$$P = n \sigma d \quad (3)$$

Siendo d la distancia del recorrido y σ la sección eficaz microscópica.

Se denomina sección eficaz macroscópica a la probabilidad de interacción por unidad de recorrido, es decir:

$$\Sigma = n \sigma \quad (4)$$

Las secciones eficaces microscópicas de fisión se miden en barns ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$).

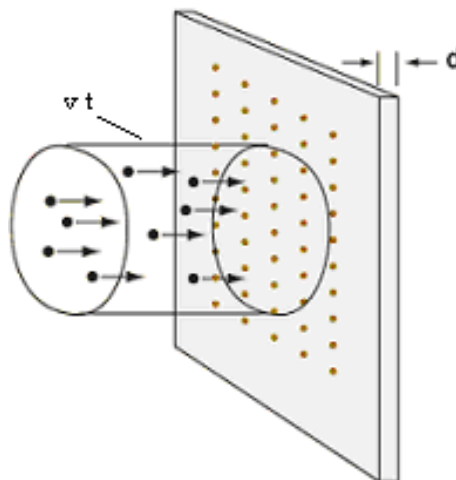


Figura 2.2: Sección eficaz de un haz de neutrones

Sea un haz de neutrones de densidad N con la misma energía y dirección, y considérese el número esperado de interacciones en el intervalo de tiempo t en un cilindro paralelo a la velocidad v de los neutrones, con altura d y 1 cm^2 de base (Figura 2.2). Es igual al número de neutrones que cruzan la base del cilindro durante el tiempo t multiplicado por $\Sigma \cdot d$. Esos neutrones que cruzan son los mismos que están dentro de un cilindro anterior a la base y de altura $v \cdot t$. La cantidad dentro del cilindro es $N \cdot v \cdot t$ ya que N es el número de neutrones por cm^3 . Haciendo $d = t = 1$ se desprende que el número de interacciones por cm^3 y por segundo es $\Sigma \cdot v \cdot N$.

Los neutrones al avanzar por un medio homogéneo sufrirán interacciones con otros núcleos provocando la mengua del haz según la siguiente ecuación:

$$\frac{dN(x)}{dx} = -N(x) \Sigma \quad (5)$$

Cuya solución es:

$$N(x) = N(0) e^{-\Sigma x} \quad (6)$$

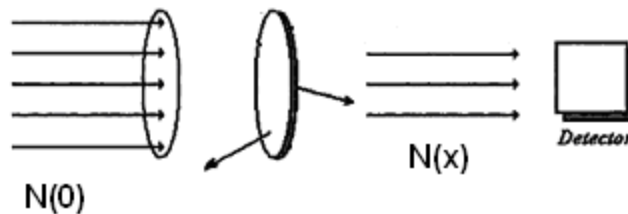


Figura 2.3: Atenuación de un haz de neutrones

Es decir, un haz de neutrones se atenúa exponencialmente al penetrar en un medio homogéneo (Figura 2.3). Como se puede observar en la figura, de los cinco neutrones del haz, han sido dispersados dos al atravesar la distancia x . Esto permite que conociendo $N(0)$ y midiendo $N(x)$ se obtenga la sección eficaz.

El flujo de neutrones se define como:

$$\Phi(E) = v \int_{4\pi} N(\Omega) d\Omega \quad (7)$$

Φ representa el número de neutrones de energía E (velocidad v) que cruzan por unidad de tiempo las superficies unidad de todas las orientaciones posibles Ω . Se expresa en neutrones partido centímetro cuadrado y segundo. Según el tipo de reactor puede valer entre 10^6 y $10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$.

La tasa de reacción es igual a $\Sigma(E) \cdot \Phi(E)$, es decir, el número medio de interacciones de energía E por cm^3 y por segundo o más generalmente $\Sigma(r, E, t) \cdot \Phi(r, E, t)$ especificando el punto r alrededor del cual se encuentra el cm^3 donde tienen lugar las interacciones y el instante de tiempo t en el que ocurren.

2.3. Reacción en Cadena. Factor de Multiplicación. Masa Crítica

En un reactor nuclear los neutrones producidos por fisión pueden escapar del propio reactor o pueden ser capturados por otros núcleos que se encuentren allí presentes. Para que aparezca una reacción en cadena autosostenida al menos uno de los neutrones generados en una fisión nuclear debe ser absorbido por uno de los núcleos vecinos.

Denominamos tiempo de generación al tiempo que tardan los neutrones producidos en reproducirse. En una reacción autosostenida el tiempo de generación debe ser igual o menor al tiempo que tardan los neutrones en desaparecer por absorciones y fugas.

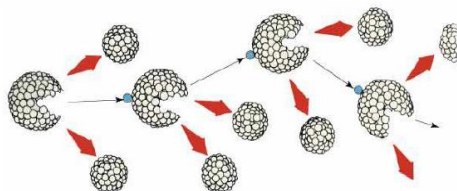


Figura 2.4: Reacción en cadena crítica

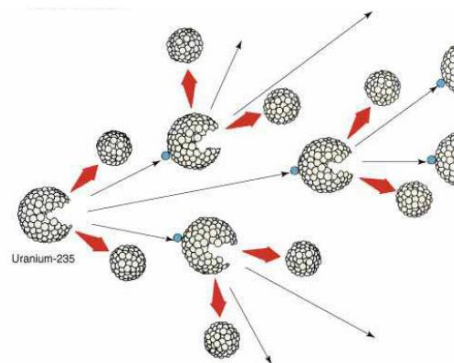


Figura 2.5: Reacción en cadena supercrítica

Ambas figuras (Figura 2.4 y Figura 2.5) corresponden a reacciones en cadena autosostenidas. En la primera solamente uno de los neutrones producidos causa fisión, mientras que los otros (no dibujados) se escapan del sistema o son capturados. A este proceso se le conoce como caso crítico y es el correspondiente al funcionamiento de un reactor nuclear. La segunda figura hace referencia a un caso supercrítico porque más de un neutrón de los ν producidos causa nuevas fisiones. Este proceso puede llegar a ser incontrolable, provocando una gran liberación de energía como, por ejemplo, una bomba nuclear. El último caso es el que conocemos como caso subcrítico, donde los ν neutrones producidos en una fisión son absorbidos o se escapan del sistema y finalmente la reacción en cadena se para.

Se define factor de multiplicación como:

$$k = \frac{\text{neutrones producidos por unidad de tiempo}}{\text{neutrones desaparecidos por unidad de tiempo}} \quad (8)$$

Si tenemos que $k = 1$ se corresponde con una reacción en cadena crítica. Si $k < 1$, el reactor es subcrítico, y la reacción en cadena se para. Si $k > 1$ la reacción en cadena diverge y estamos ante un reactor supercrítico.

Denominamos masa crítica a la cantidad necesaria de combustible nuclear para mantener una reacción en cadena. El tamaño del reactor nuclear es inversamente proporcional al número de neutrones que escapan de él, por lo tanto, cuanto menor sea el tamaño del reactor menor será el factor de multiplicación. Al tamaño para el que $k = 1$ se le denomina tamaño crítico y a la masa de combustible contenida en ese volumen masa crítica.

El núcleo del reactor, que es la parte del reactor que contiene el combustible, puede rodearse de un reflector que mediante retrodispersión devuelve al núcleo parte de los neutrones escapados. El tamaño y la masa crítica son menores en el reactor reflejado.

2.4. Espectro de Fisión. Moderación Neutrónica

Inmediatamente después de producirse, los neutrones de fisión poseen energías cinéticas muy elevadas ($\geq 0,5$ MeV), razón por la cual se denominan neutrones rápidos. [4] En la figura de la izquierda (Figura 2.6) podemos observar su espectro energético $\chi(E)$, denominado espectro de fisión, que está normalizado a la unidad y posee una media de 2 MeV.

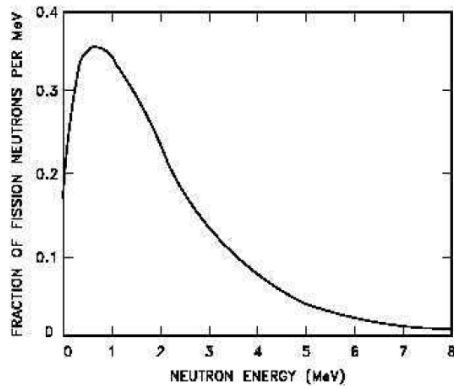


Figura 2.6: Espectro de fisión

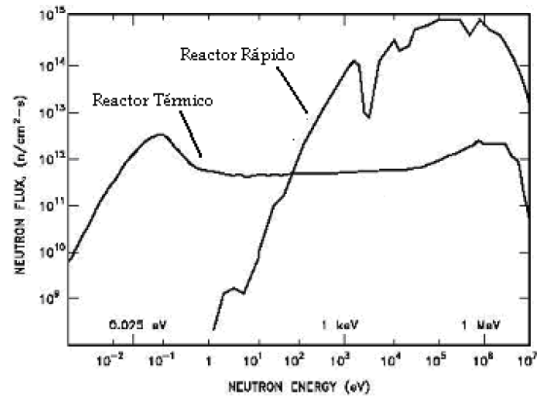


Figura 2.7: Densidad de neutrones por su velocidad

Este espectro se ajusta por la expresión:

$$\chi(E) = E^{(-1/2)} \cdot \exp\left(\frac{-E}{1,35}\right) \quad (9)$$

Con E en MeV.

Podemos clasificar los reactores nucleares en dos tipos, los reactores rápidos, en los que se intenta que la moderación (frenado) de los neutrones sea mínima, y los reactores térmicos, en los cuales se añade un elemento ligero con el que los neutrones se frenan hasta las energías donde la sección eficaz de fisión es muy grande.

Los neutrones, en un reactor nuclear térmico, se moderan mediante dispersiones con los núcleos que se encuentran a su paso, con lo que el espectro energético existente en el reactor está desplazado a energías más bajas. La gráfica de la derecha (Figura 2.7) corresponde al producto de la densidad de neutrones con energía E multiplicada por su velocidad. Se denominan neutrones térmicos porque sus energías son las correspondientes al equilibrio térmico con los átomos del medio en el que se encuentran. Por ejemplo, a la temperatura de 20°C corresponde a una energía de 0,025 eV y velocidad 2200 cm/s.

Los recorridos y tiempos medios para que los neutrones causen fisión dependen de su energía. Por ejemplo, para 2 MeV y 1 eV cuyas velocidades correspondientes son del orden de 10^7 y 10^4 m/s respectivamente.

En el U235 con una densidad de 19 g/cm^3 el número de átomos correspondiente es:

$$n = \frac{19 \cdot 6,02 \cdot 10^{23}}{235} = 4,87 \cdot 10^{22} \text{ átomos/cm}^3 \quad (10)$$

La sección eficaz microscópica (σ_f^{235}) a 2 MeV vale 1 barn, luego la sección eficaz macroscópica (Σ_f^{235}) es igual a $0,05 \text{ cm}^{-1}$. De igual modo la sección eficaz microscópica (σ_f^{235}) a 1 eV vale 100 barn y se puede afirmar que la sección eficaz macroscópica (Σ_f^{235}) es igual a 5 cm^{-1} . Así pues, un neutrón de 2 MeV necesita 20 cm para fisiónar el U235, mientras que otro de 1 eV lo hace en 0,2 cm tardando un tiempo de 10^{-8} segundo en ambos casos.

Por sencillez, se supondrá que las colisiones entre los neutrones y los núcleos son elásticas, es decir que el núcleo queda en su estado fundamental. Para calcular el número de colisiones necesarias para moderar al neutrón, la energía final E' del neutrón en función de la inicial E es:

$$\frac{E'}{E} = \frac{1 + \alpha}{2} + \frac{1 - \alpha}{2} \cos \theta_c \quad \text{con} \quad \alpha = \left(\frac{A + 1}{A - 1} \right)^2 \quad (11)$$

Siendo θ_c el ángulo de dispersión en el sistema centro de masas y A el número de masa del núcleo. El hidrogeno es el núcleo más efectivo ya que posee la misma masa que el neutrón, debido a que cuanto menor es A más energía se pierde.

Si el scattering además de elástico es isótropo en el centro de masas todas las energías finales son igualmente probables y la probabilidad de cada una de ellas es el inverso del intervalo de valores. De esto se deduce que la energía media después de un choque es:

$$\overline{E_1} = \int_{\alpha E}^E E_1 \frac{dE_1}{E(1 - \alpha)} = \frac{E(1 + \alpha)}{2} \quad (12)$$

Y después de dos choques:

$$\overline{E_2} = \int_{\alpha E}^E E_1 \frac{dE_1}{E(1 - \alpha)} \int_{\alpha E_1}^{E_1} E_2 \frac{dE_2}{E_1(1 - \alpha)} = E \left(\frac{1 + \alpha}{2} \right)^2 \quad (13)$$

Siendo la energía media tras n colisiones:

$$\overline{E_n} = E \left(\frac{1 + \alpha}{2} \right)^n \quad (14)$$

Para moderar un neutrón de fisión (2 MeV) de U235 a 1 eV se requieren en promedio unas 20 colisiones con un núcleo de hidrogeno, mientras que para el U238 se necesitan casi 2000 colisiones. Los moderadores más utilizados son el agua pesada D₂O, el agua ligera H₂O, el grafito y el berilio, todos ellos son compuestos con un bajo número A.

El factor η del combustible es el número de neutrones producidos por cada neutrón absorbido en el combustible. Viene dado por:

$$\eta = \nu \frac{\sigma_f}{\sigma_a} \quad (15)$$

Siendo ν los neutrones producidos por fisión, σ_f la sección eficaz de fisión y σ_a la sección eficaz de absorción.

A continuación, la siguiente tabla muestra valores para reactores rápidos y térmicos que resultan de promediar las secciones eficaces con sus espectros energéticos, es decir:

$$\bar{\sigma} = \frac{\int_0^\infty \sigma(E) \phi(E) dE}{\int_0^\infty \phi(E) dE} \quad (16)$$

Para simplificar la escritura prescindimos de la raya de promediado.

	Térmico (con moderador)			Rápido (sin moderador)		
	U235	Pu239	U238	U235	Pu239	U238
Factor η	2,01	1,9	0	2,10	2,60	0,30
Neutrones por fisión (ν)	2,4	2,9	0	2,6	3,1	2,6
Sección eficaz fisión (σ_f)	570	790	0	1,9	1,8	0,06
Sección eficaz absorción (σ_a)	680	1206	2,3	2,35	2,15	0,52

Tabla 2.1: Diferencias de valores entre reactores rápidos y térmicos

Se puede observar que tanto el U235 como el Pu239 sí pueden sostener una reacción en cadena, en cambio, el U238 es incapaz (Tabla 2.1).

Se utiliza la siguiente expresión para obtener el valor mínimo de enriquecimiento necesario para llegar a la criticidad en un combustible que mezcla U235 – U238, haciendo que $\eta = 1$:

$$\eta = \frac{\nu^{235} n^{235} \sigma_f^{235} + \nu^{238} n^{238} \sigma_f^{238}}{n^{235} \sigma_a^{235} + n^{238} \sigma_a^{238}} \quad (17)$$

Análogamente se puede hacer para un combustible que mezcle Pu239 – U238.

Para que $\eta = 1$ deberá disponerse de una mezcla enriquecida en el isótopo fisible en las siguientes proporciones:

	Térmico	Rápido
n^{239} / n^{238}	0,002	0,11
n^{235} / n^{238}	0,003	0,14

Tabla 2.2: Proporciones para que el factor $\eta = 1$

Es decir, en un reactor rápido la mezcla deberá estar mucho más enriquecida que en uno térmico para llegar a la criticidad (Tabla 2.2). Existen reactores térmicos que trabajan con uranio natural que contienen un 0,7% de ²³⁵U y un 99,3% de ²³⁸U, siendo 0.3% el mínimo necesario.

2.5. Control de k y Estabilidad

Algunos de los productos de fisión que surgen al consumir (quemar) combustible son fuertemente absorbentes de neutrones, como por ejemplo el Sm149. Para compensar estos efectos el combustible inicial lleva un extra de material fisionable, es decir tiene una reactividad en exceso, o como también se dice es supercrítico.

Para que sea crítico los neutrones sobrantes se eliminan mediante materiales de control muy absorbentes de neutrones denominados venenos como Gadolinio, Boro o Cadmio. Generalmente, los venenos se disponen en barras de control (Figura 2.8), que se introducen más o menos en el núcleo del reactor, son un sistema de seguridad muy importante debido a que en caso de emergencia absorben los neutrones que provocan las fisiones y hacen que la reacción en cadena se detenga.

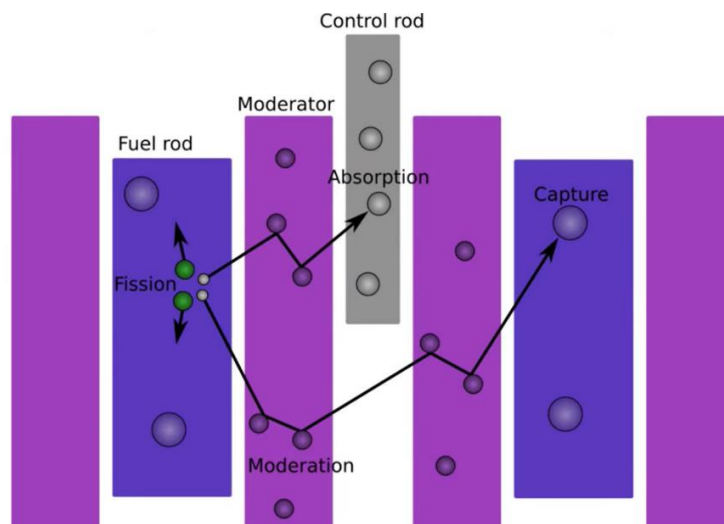


Figura 2.8: Captura y moderación neutrónica [5]

Los controladores absorbentes también pueden ir diluidos en el núcleo del reactor. En este caso, según van capturando neutrones, estos elementos van desapareciendo a un ritmo que debe ajustarse al número de neutrones sobrantes en función del tiempo. La cantidad de controlador necesaria se calcula a partir de la siguiente expresión (escrita para el Boro disuelto homogéneamente):

$$1 = k_{\infty} = \frac{\nu \Sigma_f}{\Sigma_a + \Sigma_a^B} \quad (18)$$

En la que Σ_a incluye todas las absorciones excepto las del controlador y k_{∞} no cuenta las fugas del sistema.

Para que un reactor sea estable el control por absorciones no puede hacerlo el moderador. Si así fuese pasaría lo siguiente: un aumento de temperatura provocaría la disminución de densidad del moderador y por tanto la disminución de absorciones, es decir, más neutrones, más fisiones y aumento de la temperatura en consecuencia. Por otro lado, en muchos reactores el refrigerante hace también el papel de moderador, así pues, su pérdida provoca la pérdida de absorciones.

Algo parecido ocurrió en el accidente de Chernóbil. En el año 1986, en la central nuclear de Chernóbil, que poseía un reactor de agua ligera moderado por grafito, se pretendía realizar un test para averiguar si, en el caso de una parada brusca combinada con un fallo en el suministro de la red eléctrica, la inercia de la turbina era capaz de suministrar la potencia de bombeo del refrigerante hasta que los generadores diésel de emergencia entran en funcionamiento. El test se había diseñado con el reactor funcionando a una potencia más baja que la normal. En estas condiciones de baja potencia el reactor se volvió extremadamente inestable y los mecanismos habituales de seguridad eran apenas efectivos. El reactor de Chernóbil era intrínsecamente inseguro, es decir, un aumento de temperatura del combustible provoca un aumento de la potencia y, a su vez, un aumento de la potencia provoca un aumento de la temperatura. Ese gran aumento de temperatura provocó una explosión de vapor que rompió el núcleo del reactor.

2.6. Potencia y Diseño del Núcleo del Reactor

El núcleo del reactor se encuentra en el interior de un recipiente cilíndrico denominado vasija, está compuesto por una tapa inferior hemisférica soldada a una carcasa cilíndrica y por una tapa superior extraíble para permitir el reabastecimiento de combustible del reactor. Dentro del núcleo del reactor se pueden diferenciar tres elementos principales: el combustible, el moderador y las barras de control.

El combustible nuclear más utilizado es el dióxido de uranio (UO_2). Este componente se prensa formando pequeñas pastillas cerámicas denominadas "Pellet", las cuales se introducen en tubos de aleaciones de circonio que constituyen las barras de combustible. Estas barras miden unos cuatro o cinco metros de largo y un centímetro de ancho. Se agrupan en elementos de combustible (Figura 2.9) que tienen entre 200 y 300 barras de combustible y, a su vez, dentro del reactor nuclear puede haber unos 250 elementos de combustible. Un reactor nuclear requiere unas 25 toneladas de uranio enriquecido al año.

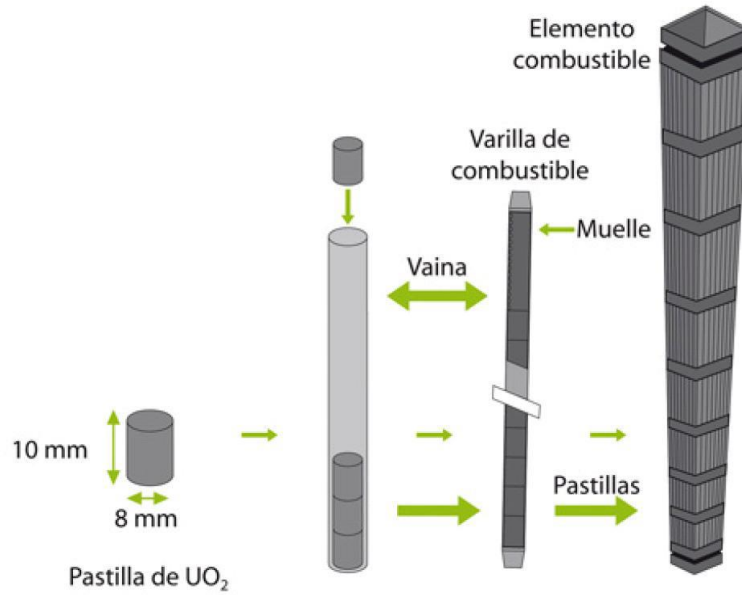


Figura 2.9: Elemento de combustible nuclear [6]

La potencia de un reactor de volumen V es igual a:

$$P = \int_V d\vec{r} \int_0^\infty \Sigma_f(\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, E) dE \quad (19)$$

Para producir 1 vatio se necesitan $3,1 \cdot 10^{10}$ fisiones por segundo por lo que la potencia en vatios es:

$$P = \frac{V \bar{\Sigma}_f \bar{\Phi}}{3,1 \cdot 10^{10}} W \quad (20)$$

con la sección eficaz y el flujo promediados en el volumen.

Suponiendo U235, si n es el número de átomos por unidad de volumen, la masa m es:

$$m = \frac{235 V n}{6,02 \cdot 10^{23}} g \quad (21)$$

con lo que la potencia es:

$$P = \frac{V n \bar{\sigma}_f \bar{\Phi}}{3,1 \cdot 10^{10}} = 8,3 \cdot 10^{10} m \bar{\sigma}_f \bar{\Phi} W \quad (22)$$

La densidad de potencia viene dada por:

$$p(\vec{r}) = \int_0^\infty \Sigma_f(\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, E) dE \quad (23)$$

En los reactores la densidad de potencia máxima viene limitada por la temperatura máxima en las barras de combustible pudiéndose aumentar la potencia total disminuyendo la razón entre el valor máximo y el promedio, es decir, con una densidad de potencia más uniforme.

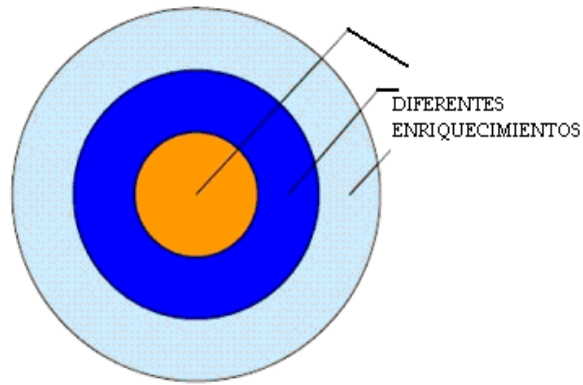


Figura 2.10: Nivel de enriquecimiento del combustible

Para ello puede variarse el número de núcleos fisionables en distintas partes del núcleo del reactor. Por ejemplo, la región central que es donde mayor es el flujo neutrónico, puede cargarse con combustible menos enriquecido que en las regiones exteriores (Figura 2.10). Otra manera es variando la inserción de las barras de control de manera que se incrementen las capturas donde el flujo es más grande. Se llega al mismo resultado incorporando un absorbente neutrónico en las barras de combustible o haciendo circular una disolución del mismo.

Como alternativa a la modificación del flujo neutrónico para variar la producción de calor, puede hacerse variar la velocidad de extracción del calor ajustando el número o tamaño de los canales de refrigeración o la velocidad de circulación del refrigerante.

Para optimizar el quemado del combustible se varía periódicamente la posición de las barras a nuevas posiciones, dependiendo de su situación en el ciclo anterior, lo que se denomina la recarga del combustible. En cada recarga, que se hace cada 1 o 2 años aproximadamente, se carga entorno a una tercera parte con combustible fresco. [7]

3. Reactores productores de electricidad

Los principios para utilizar la energía nuclear para producir electricidad son los mismos para todos los tipos de reactores. La energía liberada por la fisión continua de los núcleos del combustible se aprovecha en forma de calor y se utiliza para producir vapor. Como en la mayoría de centrales de combustibles fósiles este vapor impulsa las turbinas que producen electricidad.

Para iniciar la reacción en cadena, los reactores nucleares suelen tener una pequeña fuente de neutrones incorporada, que pueden ser elementos, como el ^{252}Cf , que tienen una alta tasa de fisión espontánea o una mezcla de americio y berilio, en la cual el americio se desintegra produciendo partículas alfa y el berilio al ser bombardeado por esas partículas alfa emite neutrones.

La primera central nucleoelectrónica del mundo se conectó en 1954 a la red de Moscú, estaba situada en la ciudad rusa de Obninsk y producía una potencia de 5 MWe. Le siguió Francia en 1956. En el complejo nuclear de Marcoule se instaló un reactor de uranio natural (no enriquecido) de 5 MWe.

La mayoría de los reactores actuales (segunda generación) pueden tardar unas 30 horas en arrancar, unas 12 horas en parar para recargar o realizar algún mantenimiento, y tardan menos de 3 segundos en detener la reacción en cadena utilizando los sistemas de seguridad en caso de emergencia. Producen una potencia de aproximadamente 1 GWt. Teniendo en cuenta que la conversión calor-electricidad tiene un rendimiento del 30%, es equivalente a la producción de unos 0,3 GWe. [8]

3.1. Tipos de Reactores

Los reactores de las centrales nucleares se pueden dividir en dos grandes grupos: los reactores térmicos y los reactores rápidos.

Se diferencian en que los reactores térmicos requieren un moderador para reducir la velocidad de los neutrones producidos por la fisión y así mantener la reacción en cadena, mientras que los reactores rápidos utilizan neutrones no moderados. El tiempo de generación neutrónica, es decir, el tiempo que tarda un neutrón en producir otro neutrón, es significativamente diferente en reactores rápidos y térmicos. En los reactores rápidos este tiempo es muy corto, mientras que en los reactores térmicos es más largo debido a la necesidad de ralentizar los neutrones.

3.1.1. Reactores Térmicos

A su vez los reactores térmicos se pueden clasificar dependiendo de su moderador. Los principales moderadores que se utilizan en este tipo de reactores son: agua ligera, agua pesada y grafito.

- **Reactores Moderados por Agua Ligera, LWR (*Light Water Reactor*)**
Reactor de Agua a Presión, PWR (*Pressurized Water Reactor*)

Los reactores de agua a presión (Figura 3.1) son los más comunes a nivel mundial. De los 417 reactores que hay actualmente en operación en el mundo, 308 son de este tipo.

Estos reactores se caracterizan porque están moderados y refrigerados por agua ordinaria. El refrigerante se mantiene a presiones lo suficientemente elevadas como para que la temperatura del líquido, a la salida del reactor, esté por debajo de la temperatura de saturación. La presión

suele ser de unos 14000 kPa, aunque es posible mejorar el rendimiento si la presión se eleva hasta los 17000 kPa. Por encima de este valor el rendimiento es menor.

El combustible de los reactores de agua a presión es dióxido de uranio enriquecido. El grado de enriquecimiento oscila entre el 2,5 y el 4%.

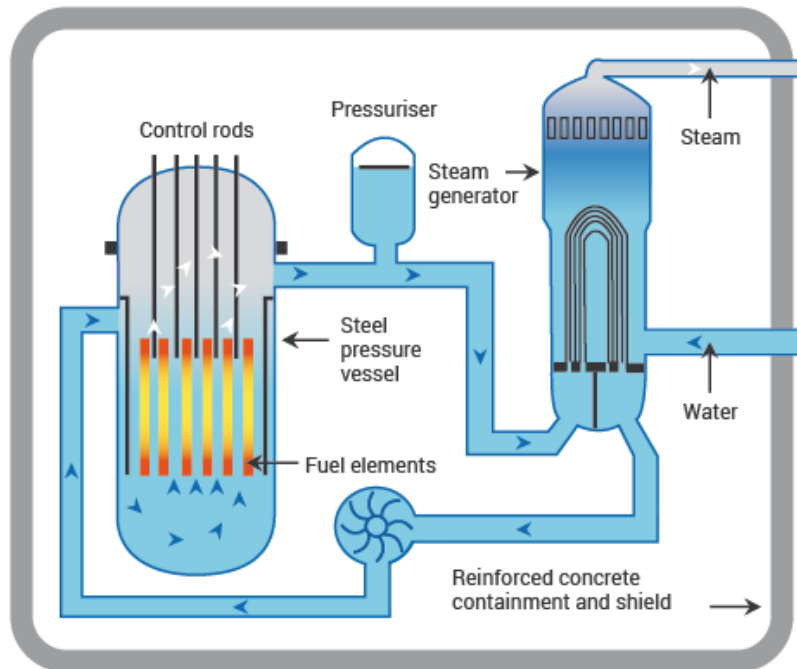


Figura 3.1: Diagrama del reactor PWR [9]

El combustible se encuentra en una vasija llena de agua, que actúa tanto de moderador como de refrigerante. El agua se calienta, pasa por un generador de vapor donde pierde temperatura y mediante una bomba vuelve otra vez a la vasija del reactor cerrando así lo que se conoce como circuito primario o del reactor.

En los reactores de agua a presión hay que impedir que el agua hierva en el circuito primario. Para ello se coloca un presionador y se consigue que el agua salga de la vasija del reactor a unos 325°C. Una vez que pasa por el generador de vapor vuelve a entrar a 290°C.

El agua que circula por un segundo circuito (circuito secundario o de vapor) se evapora en el generador de vapor al entrar en contacto con los tubos calentados por el agua del circuito primario. El vapor hace girar una turbina conectada a un alternador que convierte la energía mecánica en energía eléctrica.

Para condensar el vapor del circuito secundario entra en contacto con un tercer circuito (circuito terciario o de refrigeración) donde se hace circular agua fría proveniente, generalmente, del mar, de un río o de torres de refrigeración.

Estos reactores son intrínsecamente seguros (al contrario que el reactor de Chernóbil). Esto quiere decir que si aumenta la temperatura del núcleo de forma descontrolada la potencia del reactor disminuye. Este proceso se produce gracias a que se utiliza agua como moderador. Al aumentar la temperatura del núcleo el agua se convierte en vapor, que es mucho peor moderador que el agua líquida, y la reacción de fisión se ralentiza. Este efecto de retroalimentación negativa es una de las principales medidas de seguridad de este tipo de reactor. [10]

Reactores de Agua en Ebullición, BWR (*Boiling Water Reactor*)

En los reactores de agua en ebullición existen dos categorías principales, los sistemas de ciclo simple o directo (Figura 3.2) y los sistemas de ciclo doble. En ambos sistemas, para utilizar las barras de control deben impulsarse desde abajo mediante un resorte para no obstaculizar el ciclo del vapor, a diferencia de los PWR, en los que las barras de control se dejan caer desde la parte superior de la vasija del reactor.

Hablando del sistema de ciclo directo, en el circuito primario el agua hierve en la vasija y el vapor pasa directamente a alimentar la turbina. Posteriormente, el circuito secundario se encarga de refrigerar el vapor de agua al igual que ocurría en los reactores de agua a presión.

En el sistema de ciclo doble, parte de la energía del reactor se invierte en la formación directa de vapor, que pasa a mover la turbina, pero parte del agua caliente se bombea a un generador de vapor secundario. En este generador se forma una cantidad adicional de vapor que se utiliza también para alimentar la turbina. Así pues, se consigue un aumento de la eficiencia de la central aprovechando mejor el calor generado en el núcleo.

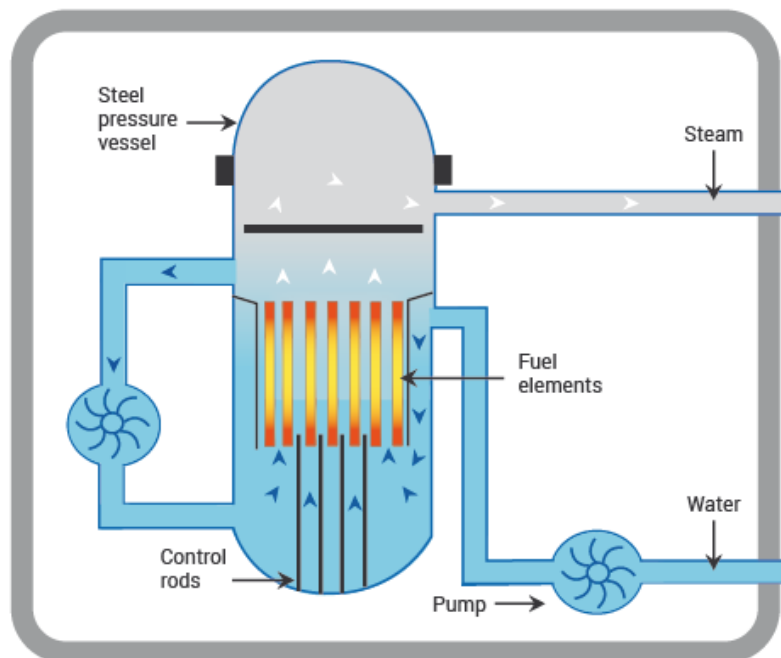


Figura 3.2: Diagrama del reactor BWR simple [9]

Los reactores de agua en ebullición tienen algunas ventajas si los comparamos con los reactores de agua a presión. La producción directa de vapor, en el interior de la vasija del reactor, no solo es un método muy eficiente de extracción de calor, sino que elimina la necesidad de instalar un generador de vapor. Esta ventaja se reduce si hablamos del sistema de ciclo doble, en el cual, sí que se instala el generador de vapor y hace que los dos sistemas se asemejen.

Por otra parte, con la misma cantidad de agua se puede extraer más energía en forma de calor latente que en forma de calor sensible. Además, en los reactores de agua en ebullición es más sencillo mover el refrigerante en comparación con las altas potencias de bombeo que son necesarias en un sistema de agua a presión.

Sin embargo, también tienen algunos inconvenientes. Los reactores BWR requieren de una vasija más grande que los reactores PWR. Esto hace que se incremente el coste de construcción.

Otra desventaja la tenemos en las turbinas que son movidas por el vapor de agua. Estas deben blindarse y es necesario un control en el acceso durante su funcionamiento debido a los niveles de radiación provenientes del vapor de agua. [10]

- Reactores Moderados por Agua Pesada, PHWR (*Pressurized Heavy Water Reactor*)

Los reactores de agua pesada (Figura 3.3) tienen su origen en Canadá y fueron desarrollados en la década de 1950. Por ello se les conoce como CANDU (*Canada Deuterium Uranium*).

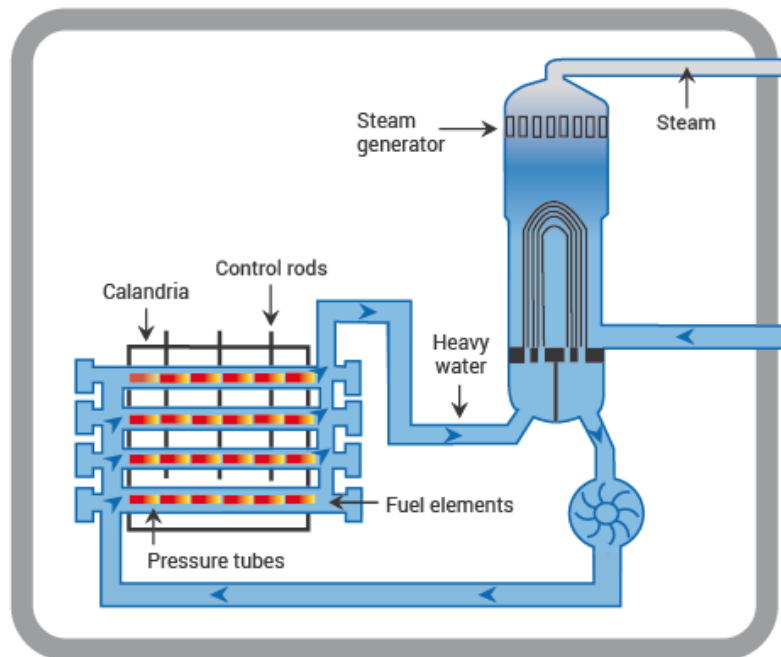


Figura 3.3: Diagrama del reactor PHWR [9]

Este tipo de reactores son dispositivos que consisten en un gran tanque de agua pesada (óxido de deuterio, D_2O) a presión atmosférica que funciona como moderador. Ese tanque es atravesado por tubos en los que se introduce el combustible cilíndrico que se refrigera gracias a la circulación de agua pesada a través de canales anulares en torno a los elementos combustibles.

Los tubos se someten a presiones comprendidas entre 3500 y 10500 kilopascales, con objeto de impedir que el refrigerante hierva. El vapor que se utiliza para mover la turbina se produce, a partir de agua ordinaria, en un cambiador de calor convencional.

La ventaja principal de la moderación por agua pesada es que podemos prescindir del proceso de enriquecimiento del uranio, ya que en este tipo de reactores se utiliza uranio natural como combustible. Es posible utilizar uranio natural debido a que se usa agua pesada como moderador y refrigerante y no agua ligera, ya que la sección eficaz de absorción del deuterio es muchísimo menor que la del hidrógeno.

Sin embargo, una de las principales desventajas es el alto costo del moderador. Para una central grande, puede suponer el 20% de la inversión total. Además, es necesario adoptar precauciones especiales para reducir a un mínimo las pérdidas de agua pesada y evitar la absorción de agua ordinaria. [10]

- Reactores Moderados por Grafito

Reactor de Grafito y Agua Ligera, LWGR (*Light Water Graphite-moderated Reactor*)

El reactor LWGR (Figura 3.4) fue diseñado en la antigua Unión Soviética entre 1964 y 1966 y es muy diferente a la mayoría de los demás reactores de potencia. Está refrigerado con agua ligera y utiliza grafito como moderador. Al igual que un reactor BWR, el agua hierve en los canales de combustible y el vapor se separa por encima de ellos en un solo circuito.

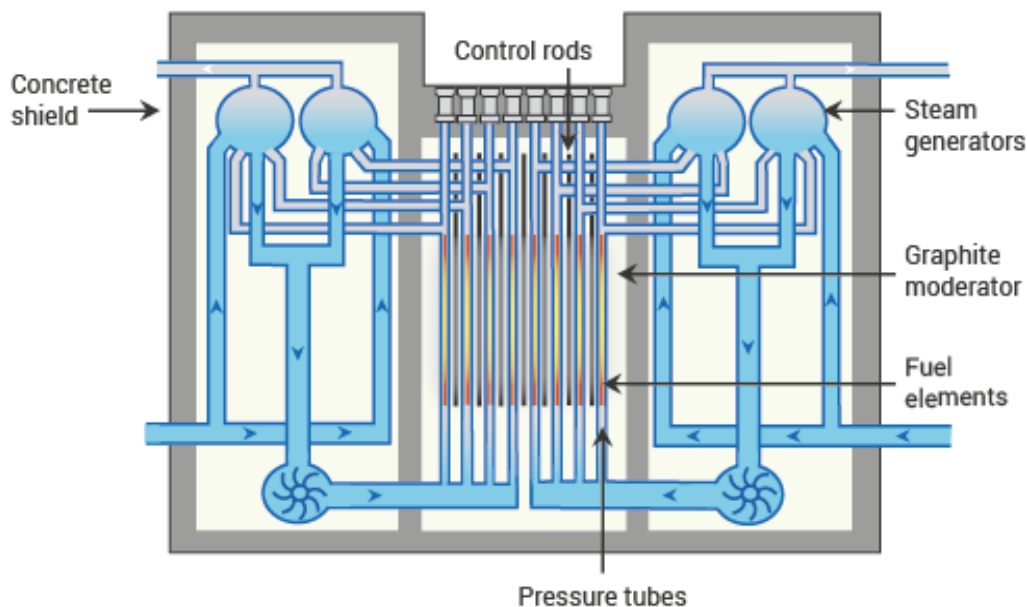


Figura 3.4: Diagrama del reactor LWGR [11]

A este tipo de reactores se los conoce por dos características principales: la primera, que la combinación del grafito como moderador y el agua como refrigerante no se encuentra en ningún otro reactor de potencia del mundo, y la segunda, que este tipo de reactor es el que produjo el famoso accidente en la central de Chernóbil.

Tras el accidente se realizaron varios cambios de diseño importantes. Se mejoró la eficiencia de respuesta del sistema de protección ante emergencias, se introdujeron programas de cálculo para proporcionar una indicación del valor del margen de reactividad operativa y se evitó que los sistemas de seguridad de emergencia fueran anulados mientras el reactor está en funcionamiento. Sin embargo, en la actualidad únicamente existen 10 reactores LWGR, todos ellos en Rusia, proporcionando 6,51 GW de potencia eléctrica neta. [11] [12]

Existe otro tipo de reactor nuclear que utiliza el grafito como moderador, pero que está refrigerado con gas conocido como GCR (*Gas Cooled Reactor*), y si ese gas refrigerante es Helio de alta temperatura, entonces se le denomina HTGR (*High Temperature Gas Cooled Reactor*).

3.1.2. Reactores Rápidos

En un reactor reproductor rápido, FBR (*Fast Breeder Reactor*), no se pretende moderar los neutrones antes de que sean capturados por el material fisionable. En realidad, el objetivo primordial de un reactor de esta clase es obtener los materiales fisionables empleados en los reactores térmicos a partir de materiales no fisionables.

El material que se hace fisionable al absorber neutrones se denomina material fértil. En el caso de los reactores rápidos, el material fértil más interesante es el U238 que, por absorción neutrónica, se convierte en Pu239, isótopo fisionable.

Este tipo de reactores pueden utilizar tanto U235 como Pu239 como combustible. Sin embargo, al fisionarse, se liberan más neutrones de los necesarios para mantener la reacción en cadena. Estos neutrones sobrantes son absorbidos por el material fértil, por lo que, además de energía. Algunos reactores rápidos denominados convertidores producen más material fisionable que el que consumen.

La energía media de los neutrones antes de la captura es del orden de centenares de keV, puesto que las colisiones inelásticas con los materiales combustible y de la estructura conducen a cierta pérdida de energía. Con el propósito de impedir la moderación por dispersión elástica y de aprovechar las elevadas temperaturas que pueden alcanzarse en un reactor rápido, en la actualidad, el sodio líquido parece ser el refrigerante más idóneo. El núcleo del reactor suele ser pequeño debido a la ausencia del moderador y está compuesto tanto por el combustible como por el material fértil. Hay dos diseños básicos de reactores rápidos refrigerados por sodio: el de tipo bucle (loop-type) (Figura 3.5) y el de tipo piscina (pool-type) (Figura 3.6).

El tipo bucle se parece a los reactores tradicionales de agua ligera. Dentro de la vasija del reactor solo se encuentra el núcleo y el equipo con él relacionado. Los distintos componentes del sistema de refrigeración, conectados entre sí por tuberías, están situados fuera de la vasija del reactor.

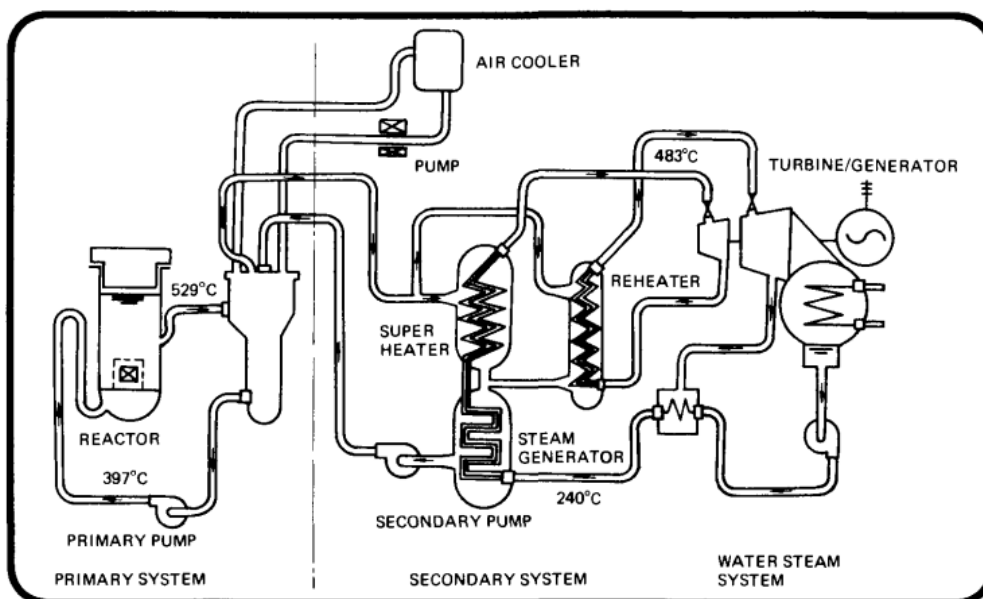


Figura 3.5: Diagrama del reactor rápido tipo bucle [13]

En el segundo tipo, conocido como diseño de tipo piscina, la vasija del reactor contiene, además del núcleo, otros componentes. La vasija está llena de sodio aproximadamente a presión atmosférica y en su interior se encuentra el núcleo del reactor, la maquinaria de recarga de combustible, el núcleo del circuito primario y los intercambiadores intermedios de calor. Por consiguiente, todo el circuito primario está contenido en la vasija. Este diseño permite reducir de modo apreciable la cantidad de tuberías exteriores.

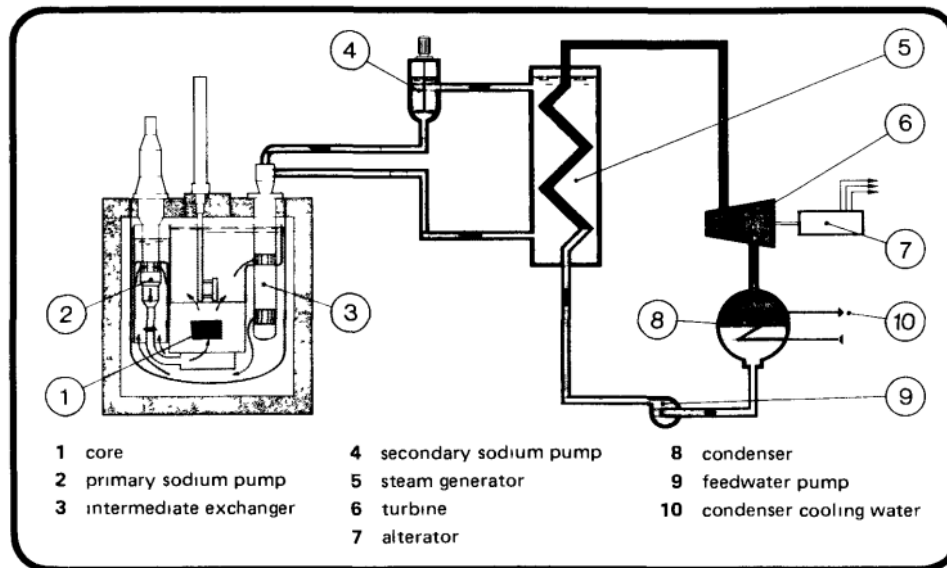


Figura 3.6: Diagrama del reactor rápido tipo piscina [13]

En un reactor rápido, sea cual sea el tipo, dotado de un sistema de refrigeración por sodio, la finalidad es minimizar el tiempo de parada necesario para recargar el reactor. Tanto en los de tipo piscina como en los de tipo bucle se utiliza con frecuencia un tapón rotatorio situado en la parte superior de la vasija del reactor. La máquina de recarga de combustible en el núcleo y los mecanismos de accionamiento de las barras de control están instalados sobre este tapón rotatorio. De esta manera es posible trasladar el combustible del núcleo a cualquier punto dentro del reactor y viceversa, utilizando la maquinaria destinada a ese traslado y todo se puede realizar sin parar el reactor. [13]

3.2. Reactores eléctricos en el mundo

Tipo de Reactor	Número de rectores	Capacidad eléctrica neta total [MWe]
PWR	308	295893
BWR	43	44656
PHWR	45	23764
LWGR	10	6508
GCR	8	4685
HTGR	1	150
FBR	2	1380
Total	417	377076

Tabla 3.1: Tipos de reactores en el mundo [12]

En todo el mundo se tienen 417 reactores, siendo la mayoría reactores térmicos de tipo PWR. Los reactores rápidos representan una proporción muy pequeña. Únicamente existen dos reactores de este tipo operando y ambos se encuentran en Rusia (Tabla 3.1).

	<i>Operando</i>		<i>En Construcción</i>		<i>Clausuradas</i>		<i>Producción nuclear</i>
País	Número de unidades	Capacidad eléctrica neta total [MWe]	Número de unidades	Capacidad eléctrica neta total [MWe]	Número de unidades	Capacidad eléctrica neta total [MWe]	% en 2023
Argentina	3	1641	1	25	-	-	6,3
Armenia	1	416	-	-	1	376	31,1
Bielorrusia	2	2220	-	-	-	-	28,6
Bélgica	5	3908	-	-	3	2024	41,2
Brasil	2	1884	1	1340	-	-	2,2
Bulgaria	2	2006	-	-	4	1632	40,4
Canadá	17	12669	-	-	8	3173	13,7
China	57	55278	28	29638	-	-	4,9
República Checa	6	3934	-	-	-	-	40,0
Finlandia	5	4394	-	-	-	-	42,0
Francia	57	62990	-	-	14	5549	64,8
Hungría	4	1916	-	-	-	-	48,8
India	20	6920	7	5398	-	-	3,1
Irán	1	915	1	974	-	-	1,7
Japón	14	12631	2	2653	27	17119	5,6
República de Corea	26	25825	2	2680	2	1237	30,7
México	2	1552	-	-	-	-	4,9
Países Bajos	1	482	-	-	1	55	3,2
Pakistán	6	3262	1	1117	1	90	17,4
Rumania	2	1300	-	-	-	-	18,9
Rusia	36	26802	4	3850	11	4882	18,4
Eslovaquia	5	2308	1	440	3	909	61,3
Eslovenia	1	688	-	-	-	-	36,8
Sudáfrica	2	1854	-	-	-	-	4,4
España	7	7123	-	-	3	1067	20,3
Suecia	6	6944	-	-	7	4054	28,6
Suiza	4	2973	-	-	2	379	32,4
Ucrania	15	13107	2	2070	4	3515	-
Emiratos Árabes	4	5321	-	-	-	-	19,7
Reino Unido	9	5883	2	3260	36	7755	12,5
Estados Unidos	94	96952	-	-	41	19976	18,6
Bangladesh	-	-	2	2160	-	-	-
Egipto	-	-	4	4400	-	-	-
Turquía	-	-	4	4456	-	-	-
Alemania	-	-	-	-	33	26235	1,4
Italia	-	-	-	-	4	1423	-
Kazajistán	-	-	-	-	1	52	-
Lituania	-	-	-	-	2	2370	-
Total	417	377036	62	64461	213	107986	N/A

Tabla 3.2: Centrales nucleares por países [12]

En esta segunda tabla (Tabla 3.2) se puede observar que Estados Unidos es el país que más reactores nucleares tiene operando a pesar de ser también el que más centrales ha clausurado. Sin embargo, es Francia el que mayor porcentaje de energía nuclear utiliza. El 64,8% de la energía producida en el país proviene de la energía nuclear, seguido muy de cerca por Eslovaquia, que a pesar de tener únicamente 5 centrales nucleares, el 61,3% de su energía es de origen nuclear.

Por último, hay que destacar que China es uno de los países que más está invirtiendo en este tipo de energía, posee 57 reactores en funcionamiento y 28 en construcción, siendo el que más reactores está construyendo. **[12]**

4. Ciclo del Combustible Nuclear

Se conoce como Ciclo del Combustible Nuclear (Figura 4.1) al conjunto de operaciones necesarias para la fabricación del combustible destinado a las centrales nucleares, así como el tratamiento del combustible gastado producido por la operación de las mismas. [14]

Se pueden definir dos tipos de ciclos distintos: ciclo abierto y ciclo cerrado. Si el combustible irradiado no se reprocesa y es considerado en su totalidad como residuo radiactivo, entonces se denomina ciclo abierto. Sin embargo, si el combustible gastado se reprocesa y se reutiliza parcialmente para recuperar el uranio remanente y el plutonio producido, separando ambos de los residuos radiactivos, entonces se trata del ciclo cerrado. [15]

La materia prima del combustible nuclear es el uranio. Este material debe procesarse a través de una serie de pasos para producir un combustible eficiente para generar electricidad. El proceso va desde la minería hasta el reprocesamiento y reciclaje del combustible gastado.

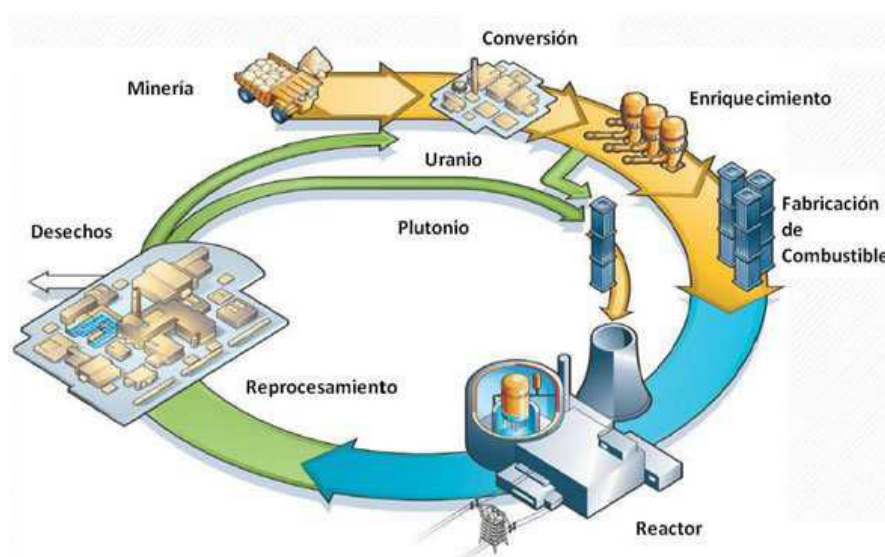


Figura 4.1: Diagrama del ciclo del combustible nuclear

4.1. Minería

El uranio es un metal común que se puede encontrar en todo el mundo, es aproximadamente 500 veces más abundante que el oro y casi tan común como el estaño. Al igual que otros minerales, por lo general el uranio se extrae utilizando tecnología de minería a cielo abierto cuando el mineral está cerca de la superficie y se recurre a la minería subterránea cuando la profundidad es mayor.

Como alternativa a la minería a cielo abierto y la minería subterránea, se puede bombear agua subterránea con productos químicos añadidos a través del yacimiento de uranio para disolver el uranio en lo que se denominan operaciones de lixiviación *in situ*. Inyectando soluciones alcalinas o soluciones ácidas en el mineral a través de tuberías, los mineros separan el uranio del mineral subterráneo y bombean hasta la superficie la solución resultante para recuperar el uranio.

En general, la concentración de uranio en el mineral puede variar desde el 0,03 hasta el 20%. Cada año se producen cerca de 60.000 toneladas de uranio en todo el mundo. Los tres principales productores son Australia, Canadá y Kazajistán, que representan juntos cerca de dos tercios de la producción mundial de uranio. [16]

4.2. Molienda

La molienda se lleva a cabo generalmente cerca de una mina de uranio o incluso, en ocasiones, en la propia mina. El mineral de uranio extraído se tritura y se trata químicamente para separar el uranio del resto de minerales que se convertirán en relaves.

Estos relaves se colocan en instalaciones diseñadas para que estén aislados del medio ambiente porque contienen materiales radiactivos de larga duración en bajas concentraciones y materiales tóxicos como metales pesados.

El proceso de molienda produce un polvo seco de color amarillo denominado torta amarilla (*yellow cake*). Este polvo amarillo en realidad es octaóxido de triuranio (U_3O_8) cuya concentración de uranio se eleva a más del 80%. [15]

4.3. Conversión

La conversión es un proceso en el que el uranio se transforma en una forma más adecuada para la fabricación de combustible o su enriquecimiento.

Una minoría de centrales nucleares, como las que poseen reactores moderados por agua pesada, no requieren de uranio enriquecido para funcionar. En estos casos, en la planta de conversión, la torta amarilla se convierte en dióxido de uranio (UO_2). Sin embargo, la mayoría de las centrales sí necesitan uranio enriquecido. Dado que el enriquecimiento requiere que el material esté en forma gaseosa, la torta amarilla se convierte en hexafluoruro de uranio (UF_6). El UF_6 a temperatura ambiente es un sólido que puede evaporarse a temperaturas relativamente bajas, unos 60°C .

El gas UF_6 se introduce en grandes cilindros, donde se solidifica, y se envía a una planta de enriquecimiento. [17]

4.4. Enriquecimiento

El uranio natural se compone principalmente de dos isótopos: el 99,3% es U-238 y el 0,7% es U-235 . El proceso de fisión, mediante el cual se libera energía térmica en un reactor nuclear, se lleva a cabo principalmente con U-235 . La mayoría de las centrales nucleares requieren combustible con una concentración de U-235 del 3 al 5%, por lo tanto, es necesario aumentar la proporción del isótopo U-235 . A este proceso se le conoce como enriquecimiento.

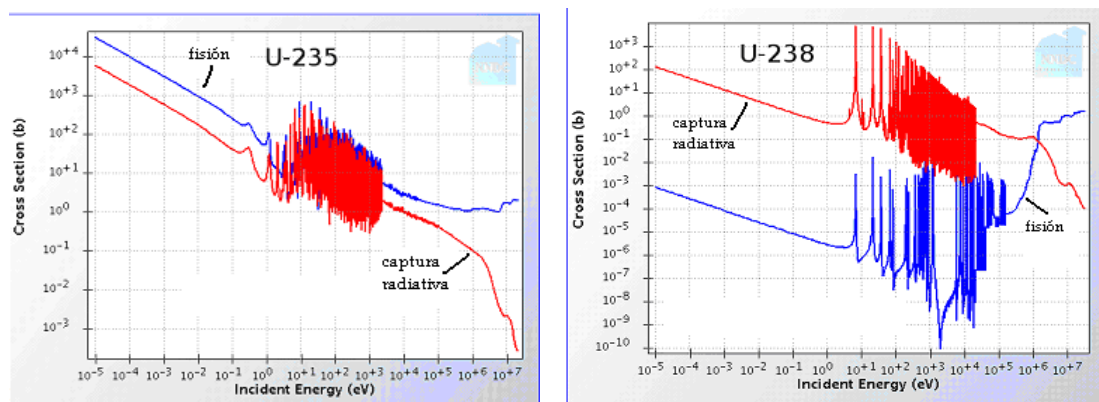


Figura 4.2: Sección eficaz en función de la energía del neutrón incidente de U-235 y U-238

Pueden suceder dos cosas al ser absorbido un neutrón por un núcleo, la primera es que ese núcleo se fisione y la segunda que se emita energía en forma de radiación gamma. Como se puede observar en las gráficas (Figura 4.2), en el U235 es más probable que se produzca la fisión, mientras que en el caso del ^{238}U lo más probable es que se emita radiación gamma.

Existen dos métodos principales para realizar el enriquecimiento de uranio: Por centrifugado o por difusión. El método de centrifugado aprovecha la ligera diferencia de masa entre el U235 y el U238. El gas de hexafluoruro de uranio (UF_6) se introduce en una serie de tubos de vacío que giran a velocidades muy altas para lograr una separación eficiente de los dos isótopos. El isótopo U238, ligeramente más pesado, se concentra cerca de la pared del cilindro, mientras que el U235, más ligero, se concentra en el centro del cilindro, donde puede extraerse.

El uranio también se puede enriquecer utilizando una tecnología más antigua, conocida como difusión. El gas UF_6 se bombea a través de membranas porosas que permite que el U235 pase con mayor facilidad que los isótopos más pesados de U238. Las plantas de difusión más antiguas consumen mucha energía y se están eliminando gradualmente para ser remplazadas por una tecnología de enriquecimiento por centrifugación, mucho más eficiente.

Se están realizando actividades de investigación y desarrollo para enriquecer vapor de U235 mediante técnicas láser. Se utiliza tecnología láser para excitar selectivamente el U235 a partir del isótopo U238. [17]

4.5. Fabricación de Combustible

El UF_6 enriquecido se envía a una planta de fabricación de combustible, donde se calienta de nuevo hasta su estado gaseoso y se procesa químicamente para obtener polvo de dióxido de uranio (UO_2).

Toda la generación actual de reactores de potencia utiliza pastillas de UO_2 como combustible. Para fabricar estas pastillas cerámicas, el polvo de dióxido de uranio se prensa y se sintetiza (hornea) a temperaturas superiores a 1400°C para lograr una alta densidad y estabilidad.

Las pastillas pueden operar a altas temperaturas ya que tienen un punto de fusión cercano a los 2800°C . Además, actúan como una barrera que contiene la radiactividad dentro del combustible. Una pastilla de uranio contiene aproximadamente la misma cantidad de energía que 800 kg de carbón o 560 L de petróleo.

Las pastillas son cilíndricas y suelen tener entre 8 y 15 mm de diámetro y entre 10 y 15 mm de longitud. Se empaquetan en largos tubos metálicos denominados barras de combustible que a su vez se agrupan formando el elemento combustible. [17]

4.6. Generación de Electricidad

El combustible se utiliza en el reactor nuclear durante un periodo de tiempo comprendido entre 3 y 6 años. Aproximadamente una vez al año, parte del combustible, entre el 25 y el 30%, se descarga y se reemplaza con combustible nuevo.

Tras su vida útil, los elementos combustibles se retiran del reactor y se almacenan bajo el agua, lo que proporciona refrigeración y protección contra la radiación. Tras unos años hay que considerar si el combustible gastado se puede reprocesar o si se considera residuo radiactivo y se procede a su eliminación.

4.7. Reprocesado

El combustible gastado contiene uranio (96%), plutonio (1%) y residuos radiactivos de alta actividad (3%). Tanto el uranio como el plutonio pueden reutilizarse. Las plantas de reprocesamiento actuales disuelven el combustible gastado y los separan químicamente en tres componentes: uranio, plutonio y residuos de alta actividad.

Al igual que el uranio recién extraído, el uranio recuperado mediante reprocesamiento puede convertirse en UF_6 y volver a enriquecerse, regresando al ciclo del combustible como uranio recuperado. El plutonio puede mezclarse con uranio y utilizarse para fabricar combustible nuclear de mezcla de óxidos (MOX). Los residuos de alta actividad se vitrifican para su eliminación, pero aproximadamente un tercio del combustible gastado de los reactores nucleares se reprocesa. [17]

4.8. Eliminación de Combustible Gastado

El combustible gastado contiene núcleos de vidas medias muy diferentes, más cortas los que proceden de los fragmentos de fisión y mucho más largas los actínidos transuránidos formados a partir de las capturas neutrónicas en el combustible. Cuando el calor y la radiactividad han decaído suficientemente, existen dos opciones para el combustible gastado que no se puede reprocesar.

La primera opción es someter al combustible a transmutación para disminuir las vidas medias. Se fisionan los actínidos para conseguir fragmentos de fisión, que pueden ser estables o radiactivos, pero en este segundo caso la gran mayoría tiene una vida media inferior a 30 años. [18]

Y la segunda opción es eliminar el combustible gastado de forma segura empacándolo en contenedores de larga duración y enterrándolos, a gran profundidad, en formaciones geológicas estables como el granito, eliminando así el riesgo para la salud de las personas y protegiendo el medio ambiente. Estas formaciones geológicas tienen una estabilidad de cientos de millones de años, mucho más tiempo del que los residuos nucleares representan un peligro.

5. Energía Nuclear en España

En el año 1965 comenzó la construcción de la primera central nuclear en España, la central nuclear José Cabrera, más conocida como Zorita, que comenzó su actividad en el año 1969, en la provincia de Guadalajara.

En el año 1973 se constituyó la empresa pública Empresa Nacional del Uranio S.A. (ENUSA), ubicada en Juzbado (Salamanca), en esa época se hizo cargo de las actividades industriales relacionadas con el uranio: la exploración, investigación y explotación de yacimientos, la producción y adquisición de concentrados, los procesos de conversión, la fabricación de elementos combustibles y el almacenamiento y tratamiento del combustible usado. El objetivo era garantizar, mediante una gestión unificada, el abastecimiento de combustible en todas las centrales nucleares españolas presentes y futuras. Actualmente se encarga únicamente de la fabricación de los elementos combustibles para las centrales nucleares españolas y europeas en países como Francia, Bélgica, Suecia o Finlandia. La fábrica tiene una capacidad máxima de producción anual de unas 500 toneladas de uranio con un enriquecimiento máximo de 5% en 235U. [19] [20]

La minería de uranio en España fue un sector muy importante durante la década de los ochenta, incluso llegó a posicionar al país como el segundo productor de uranio en Europa. Las principales minas de uranio se encontraban en las regiones de Salamanca y Badajoz. La mina de Salamanca, abierta en 1957, produjo, hasta su cierre en el año 2000, entre 200 y 300 toneladas de uranio al año.

Actualmente, España tiene que importar uranio de países como Rusia, Canadá, Níger y Kazajistán, entre otros, debido a que, la Ley de Cambio Climático, puesta en vigor en 2021, ha supuesto un revés para la industria de uranio en España al prohibir la concesión de nuevos permisos para la exploración y explotación de minerales radiactivos.

Otra de las empresas nucleares más importantes del país es ENSA, se encuentra en Maliaño (Santander), se encarga de fabricar y suministrar componentes nucleares como generadores de vapor, vasijas de reactor, presionadores y tuberías de refrigeración. Además, cuenta con un centro de tecnología avanzada, es decir, un laboratorio que trabaja en desarrollar técnicas innovadoras en soldadura y robótica para asegurar la calidad y mejorar la seguridad de sus productos.

La energía nuclear es una de las fuentes más utilizadas para generar electricidad, como se puede observar en la gráfica (Figura 5.1). En el año 2024, en España la energía nuclear proporcionó el 20% de la energía eléctrica total. Está en segunda posición, pero muy a la par de la energía eólica con un 23,2%.

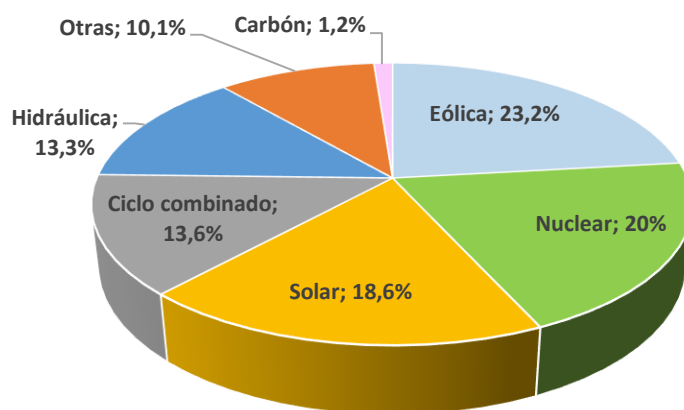


Figura 5.1: Distribución porcentual de la generación de electricidad en España en 2024 [21]

En España se encuentran en funcionamiento 5 centrales nucleares (Figura 5.2), 2 de las cuales, Almaraz y Ascó, disponen de 2 reactores cada una, por lo que suman 7 reactores de agua ligera, con una potencia eléctrica instalada de aproximadamente 7,4 GW (Tabla 5.1). El conjunto de centrales nucleares que en la actualidad se encuentran en fase de explotación, desmantelamiento o parada definitiva corresponden a tres generaciones diferenciadas dentro del programa nuclear.

Las centrales proyectadas en la década de los años 60, cuya construcción concluyó a finales de esa década o comienzos de los años 70, se denominan de primera generación. Corresponden a esta generación las centrales nucleares José Cabrera (1968 - 2006), Santa María de Garoña (1971 - 2012) y Vandellós I (1972 - 1989).

Las centrales de segunda generación son las proyectadas a comienzo de los años 70, cuya construcción se inició en la misma época. En este grupo se encuentran Almaraz I (1981), Almaraz II (1983), Ascó I (1984), Ascó II (1986) y Cofrentes (1985). Y, por último, las centrales construidas con posterioridad a 1979, llamadas de tercera generación son Vandellós II (1988) y Trillo (1988).

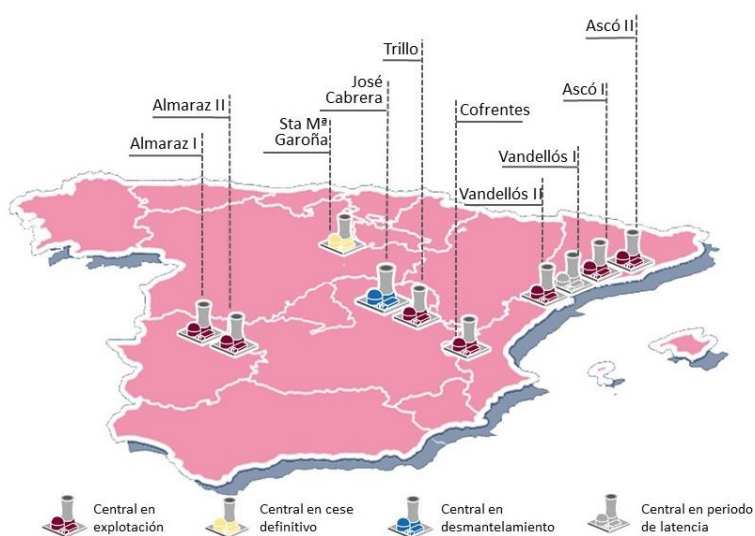


Figura 5.2: Mapa de ubicación de centrales nucleares (España) [22]

Todos los reactores que se encuentran en España son de agua a presión, excepto el de la central nuclear de Cofrentes y el de la central nuclear de Santa María de Garoña (cesada) que poseen reactores de agua en ebullición.

Reactor	Emplazamiento	Potencia eléctrica (MW)	Tipo	Propietarios
Almaraz I	Cáceres	1049	PWR	Iberdrola (53 %) Endesa (36 %) Naturgy (11 %)
Almaraz II	Cáceres	1045	PWR	Iberdrola (53 %) Endesa (36 %) Naturgy (11 %)
Ascó I	Tarragona	1033	PWR	Endesa (100 %)
Ascó II	Tarragona	1027	PWR	Endesa (85 %) Iberdrola (15 %)
Cofrentes	Valencia	1092	BWR	Iberdrola (100 %)
Vandellós II	Tarragona	1087	PWR	Endesa (72 %) Iberdrola (28 %)
Trillo	Guadalajara	1066	PWR	Iberdrola (49 %) Naturgy (35 %) EDP (15 %) Endesa (1 %)

Tabla 5.1: Reactores Nucleares en España [23]

En España, el concepto de residuo radiactivo está definido como cualquier material o producto de desecho que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos. Los residuos radiactivos se clasifican en diferentes categorías teniendo en cuenta sus niveles de radiactividad.

Se denominan residuos radiactivos de baja y media radiactividad a aquellos materiales diversos que tienen una actividad moderada, no generan calor y contienen isótopos cuya radiactividad será la misma que la del entorno natural en menos de 300 años. Están constituidos por los residuos que se producen durante el funcionamiento de las centrales nucleares (filtros, resinas, lodos, etc.) y, en pequeñas cantidades, en las instalaciones médicas e industriales que utilizan materiales radiactivos.

Los residuos de baja y media radiactividad se almacenan en estado sólido en el Centro de Almacenamiento de El Cabril (Córdoba). Unas instalaciones inauguradas en 1992 que cuentan con más de 1100 hectáreas de superficie, de las cuales solo se encuentran ocupadas veinte: Diez se destinan a laboratorios, oficinas y una fábrica de contenedores de hormigón y en las otras diez están ubicados sus dos cementerios.

Los residuos radiactivos de alta actividad se corresponden fundamentalmente con el combustible gastado de las centrales nucleares. El combustible gastado se almacena por unos pocos años en las piscinas de la central nuclear para su refrigeración. En algunas centrales, la capacidad de las piscinas llega a su límite o se plantea la necesidad de evacuar el combustible de éstas para poder iniciar su desmantelamiento. Para ello, se dispone el combustible en contenedores que se almacenan en una instalación apropiada en la central nuclear, los Almacenes Temporales Individualizados (ATI), cuyo almacenaje puede durar entre 20 y 60 años.

En el año 2006, el Gobierno aprobó la instalación de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) destinado a almacenar en un único punto el combustible usado. Sin embargo, en el año 2024, se desestimó este proyecto y se aprobó un nuevo plan que apuesta por la construcción de siete almacenes temporales, uno por central, denominados Almacenes Temporales Descentralizados (ATD). Cada ATD estará formado por su ATI más una nueva instalación complementaria que permita realizar las operaciones de mantenimiento de los contenedores en los que se almacena el combustible gastado cuando la central nuclear deje de estar operativa.

La última etapa de la gestión de los residuos de alta actividad es el Almacenamiento Geológico Profundo (AGP), es decir, el almacenamiento en instalaciones de ingeniería subterránea en el interior de formaciones geológicas estables. La profundidad a la que debe emplazarse el material a eliminar depende de la capacidad de aislamiento de la formación escogida. Actualmente esta forma de almacenar los residuos nucleares no existe en España. Sin embargo, en el año 2024 una delegación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) visitó las instalaciones del AGP de Onkalo (Finlandia). Es el primer almacén geológico profundo del mundo, se inició su construcción en 2004 y ya cuenta con 1700 metros de túneles a una profundidad de 430 metros, su localización se seleccionó por su estabilidad geológica alejada de cualquier probabilidad de terremoto o desastre natural. El plan presentado por el Gobierno español en 2024 prevé un AGP que entraría en funcionamiento en 2073. **[24]**

6. Evolución Histórica y Perspectiva Futura

La energía nuclear comenzó a utilizarse para producir electricidad en reactores nucleares a partir de la década de 1950. Desde ese momento se han producido numerosos avances en la construcción de reactores nucleares. Por ello, los diseños de reactores se clasifican por generaciones.

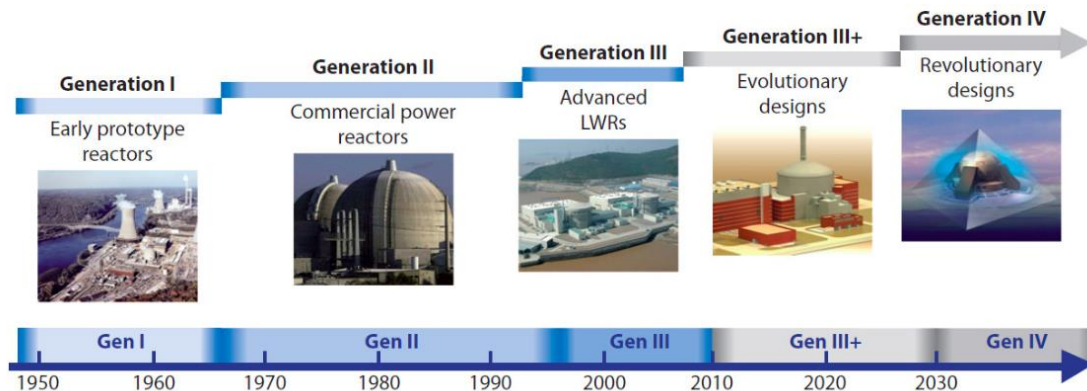


Figura 6.1: Cronología de las generaciones de reactores nucleares [25]

Como se observa en la figura (Figura 6.1), las diferentes generaciones están divididas por periodos temporales. Se denominan reactores de Generación I a todos aquellos anteriores a 1965. La conocida como Generación II abarca desde el año 1965 hasta 1995. La Generación III puede dividirse en dos etapas: Una primera etapa que va desde 1995 hasta 2010 y una segunda etapa en la cual se están produciendo mejoras de los reactores de tercera generación conocida como Generación III+ que se calcula que durará hasta 2030. Y, por último, se prevé que a partir del 2030 comenzará la denominada Generación IV.

6.1. Generación I

La Generación I se corresponde con los primeros prototipos, que demostraron la factibilidad de la producción de energía eléctrica por medio de reactores nucleares. Estos prototipos funcionaron hasta mediados de la década de 1960. Algunos de los más relevantes son: Shippingport (Estados Unidos), Dresden (Estados Unidos) y Magnox (Reino Unido).

La central atómica de Shippingport estaba situada en el estado de Pensilvania y estuvo en funcionamiento desde el año 1957 hasta el año 1982. Utilizaba uranio altamente enriquecido (93 %) como combustible debido a que, además de producir energía, se utilizaba como reactor de investigación para explorar diferentes aspectos de la tecnología nuclear. Fue capaz de generar 60 MWe un mes después de su lanzamiento y la podemos considerar como la precursora de los reactores PWR actuales.

La antigua central nuclear de Dresden, situada en Illinois, se activó en el año 1960 y se retiró en el 1978. Es la primera central nuclear de financiación privada construida en Estados Unidos. Contaba con dióxido de uranio como combustible y dio origen a los reactores BWR.

Por último, Magnox es un tipo obsoleto de reactor de energía nuclear que dio lugar a los actuales reactores GCR. La primera planta de energía Magnox fue la central nuclear de Calder Hall, situada al noroeste de Inglaterra. Fue la primera central nuclear a gran escala en entrar en funcionamiento, se inauguró en 1956 y se utilizaba principalmente para producir plutonio para uso militar, pero también generaba energía eléctrica. [26]

6.2. Generación II

Aproximadamente el 85% de la electricidad producida a nivel mundial mediante energía nuclear proviene de reactores de segunda generación, herederos de los prototipos de las décadas de 1950 y 1960. La Generación II es una clase de reactores comerciales diseñados para ser económicos y fiables, con una vida útil de 40 años aproximadamente. La componen reactores PWR, BWR, PHWR (CANDU) y GCR. Este tipo de reactores utilizan características tradicionales de seguridad activa que, en muchos casos, son iniciadas por los operadores de los reactores nucleares o mediante operaciones eléctricas y mecánicas. Sin embargo, algunos sistemas operan pasivamente, por ejemplo, mediante válvulas de alivio de presión. Estos diseños requieren redes eléctricas relativamente grandes. Sin embargo, la rentabilidad de las plantas de Generación II existentes es generalmente favorable, sobre todo en Asia. [27]

6.3. Generación III

Los reactores nucleares de Generación III son esencialmente reactores de Generación II con mejoras evolutivas. Estas mejoras se centran en la tecnología de combustible, la eficiencia térmica, la construcción modular, los sistemas de seguridad (especialmente el uso de sistemas pasivos) y el diseño estandarizado. Además, las mejoras en la tecnología de los reactores de Generación III han tenido como objetivo conseguir una vida útil más larga, pudiendo superar los 60 años. A este grupo de reactores se les denomina reactores avanzados. Empezaron a diseñarse en 1990, y los principales representantes de esta generación son: [27]

- Reactor Europeo Presurizado, EPR (*European Pressurized Reactor*)

Se trata de la evolución del PWR. Se comenzaron a construir en el año 2005 en dos países distintos, uno en la central nuclear de Flamanville (Francia) y otro en la central nuclear de Olkiluoto (Finlandia). Tras numerosos años de retraso el reactor EPR francés se conectó a la red en el año 2024, mientras que el reactor de Olkiluoto lo hizo en 2022.

La principal evolución de los reactores EPR es en el apartado de seguridad. Cuentan con cuatro sistemas de enfriamiento de emergencia independientes, disponen de una doble capa de hormigón en el edificio de contención y poseen un contenedor y área de enfriamiento extra por si hay alguna fuga en el reactor.

Además, se han aplicado mejoras en la distribución consiguiendo un edificio más pequeño y robusto que sus predecesores.

- Reactor Avanzado de Agua en Ebullición, ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*)

El reactor ABWR es la evolución del reactor BWR. Actualmente existen 4 reactores ABWR, todos ellos en Japón.

A diferencia de su predecesor, el ABWR posee un diseño optimizado que permite reducir materiales y tiempo de construcción a la vez que se aumenta la seguridad. Asimismo, se eliminan sistemas y componentes complejos para sustituirlos por otros más simples, con una capacidad de funcionamiento pasiva.

- Reactor Avanzado de Agua a Presión, APWR (*Advanced Pressurized Water Reactor*)

El reactor APWR ha sido desarrollado por Mitsubishi apoyado por la tecnología de los reactores PWR. La seguridad se basa en una combinación de sistemas activos y pasivos. La economía de neutrones y la fiabilidad a largo plazo de la vasija del reactor se han mejorado gracias al uso de un reflector de neutrones.

El contenedor incluye un revestimiento de acero para evitar fugas, rodeado por la estructura de hormigón que proporciona protección estructural.

6.4. Generación III+

Los reactores de Generación III+ presentan una mejora evolutiva en comparación con los reactores de Generación III. Esta mejora, que se centra sobre todo en la seguridad, se basa en la inclusión de sistemas pasivos que utilizan las leyes naturales de la física para su actuación, como la convección natural, la gravedad o la resistencia a altas temperaturas.

Los Sistemas de Control de la Reactividad y los Sistemas de Refrigeración de Emergencia en los reactores de esta generación son pasivos. Esto implica que en situaciones accidentales permiten mantener un estado seguro del reactor, sin riesgo de fallo eléctrico o mecánico.

Sin embargo, la frontera entre las Generaciones III y III+ es imprecisa, a veces se hace una clasificación cronológica, y se considera la fecha de la primera licencia o construcción como la determinante para incluir un reactor en una u otra. La Agencia para la Energía Nuclear (AEN) dice que deben considerarse que pertenecen a la Generación III+ aquellos diseños que su potencial de impacto medioambiental fuera del emplazamiento en situación accidental, queda reducido al nivel en que no es necesario planear ningún proyecto de emergencia exterior. [28]

Algunos modelos pertenecientes a la Generación III+ son:

- AP1000 (Advanced Passive 1000)

El reactor AP1000, diseñado por Westinghouse Electric Company, es una evolución del PWR con una potencia de 1100 MWe. Dispone de un sistema pasivo de refrigeración del núcleo, que utiliza tanques y acumuladores de agua situados en una cota superior del reactor para poder refrigerar el reactor en caso de pérdida de refrigerante. El diseño es un 30% más simple en cuanto al conjunto de sus sistemas si se le compara con los de Generación III. Su construcción es más rápida y económica, y se disminuye el número de componentes, incluyendo tuberías, cables y válvulas.

- ESBWR (Economic Simplified BWR)

El ESBWR es un reactor con seguridad pasiva diseñado por GE Hitachi Nuclear Energy, derivado de su predecesor, el ABWR de Generación III.

Los sistemas pasivos de seguridad nuclear de un ESBWR funcionan sin bombas, lo que aumenta la seguridad, integridad y fiabilidad del diseño, a la vez que reduce el coste total del reactor. Para que el agua circule en el interior del reactor se utiliza la convección natural, es decir, el movimiento del fluido no es generado por una fuente externa, sino por la diferencia de densidad del fluido que se produce debido a los gradientes de temperatura. [29]

6.5. Generación IV

En el año 2000, el Departamento de Energía de los Estados Unidos (DOE) lanzó la iniciativa conocida como Generación IV, y abrió un amplio debate internacional sobre el desarrollo de la próxima generación de sistemas de reactores nucleares, que permitiera garantizar la contribución de la energía nuclear a la producción de energía eléctrica.

Esta iniciativa dio lugar a la creación del Foro Internacional de la IV Generación (GIF, Generation IV International Forum). Los países fundadores son Argentina, Brasil, Canadá, Francia, Japón, Corea del Sur, Sudáfrica, Reino Unido y Estados Unidos, a los que más tarde se unieron: Suiza, la

Unión Europea (Euratom), China, Rusia y Australia. El GIF es una plataforma de cooperación en Investigación y Desarrollo (I+D) impulsada por los países miembros y sus laboratorios nacionales. Tiene como misión el desarrollo y demostración de uno o varios tipos de reactores que ofrezcan las máximas ventajas en las áreas de sostenibilidad, seguridad, economía, y de resistencia a la proliferación, y que permitan su comercialización para el año 2030.

En lo referente a la economía, la Generación IV rebajará los costes del ciclo del combustible, mejorará el ciclo cerrado aumentando la cantidad de combustible gastado que se reprocesará para su reutilización y tendrá un nivel de riesgo financiero comparable al de otros proyectos energéticos. [30]

Según el GIF, los reactores nucleares que se consideran que forman parte de la Generación IV son:

- Reactor Rápido Refrigerado por Gas, GFR (*Gas-Cooled Fast Reactor*)
- Reactor Rápido Refrigerado por Plomo, LFR (*Lead-Cooled Fast Reactor*)
- Reactor Rápido Refrigerado por Sodio, SFR (*Sodium-Cooled Fast Reactor*)
- Reactor de Sales Fundidas, MSR (*Molten Salt Reactor*)
- Reactor Supercrítico Refrigerado por Agua, SCWR (*Supercritical-Water-Cooled Reactor*)
- Reactor de Muy Alta Temperatura, VHTR (*Very High Temperature Reactor*)

A continuación, se describirán las características principales de todas estas tecnologías.

- Reactor Rápido Refrigerado por Gas, GFR (*Gas-Cooled Fast Reactor*)

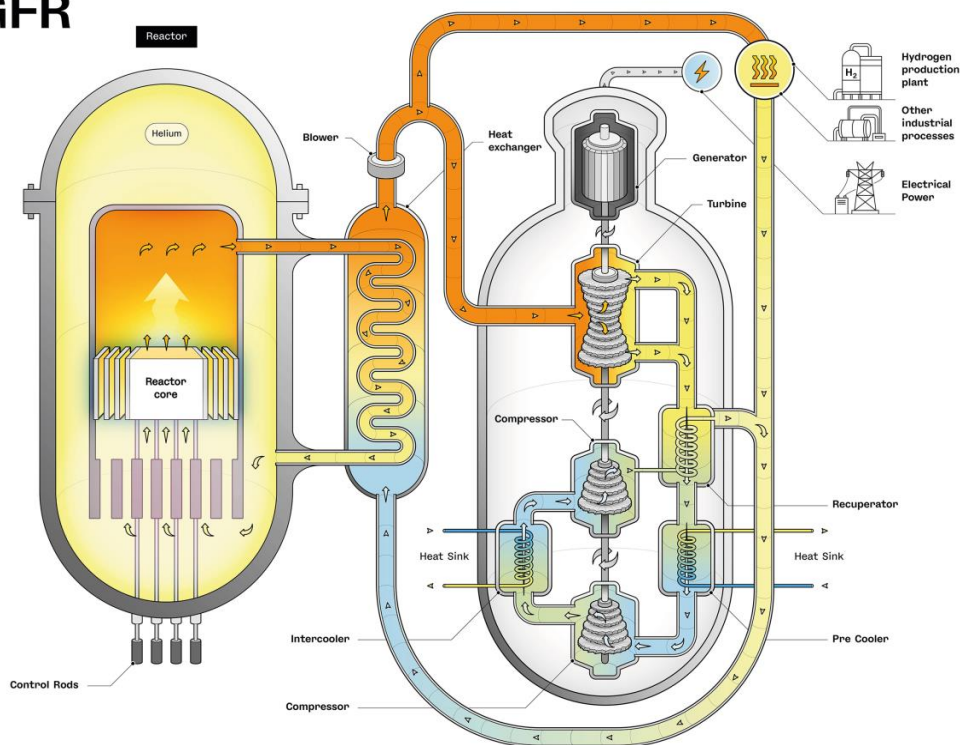
El GFR (Figura 6.2) es un reactor nuclear avanzado que emplea un refrigerante gaseoso a altas temperaturas (850°C), típicamente helio, y opera en el espectro de neutrones rápidos. Este modelo de reactor minimiza el volumen de combustible gastado debido a que es posible un reprocesamiento de combustible múltiple. Además, el calor generado puede aprovecharse para procesos industriales que requieren temperaturas muy altas, mejorando el rendimiento de la central.

La utilización del helio como refrigerante posee varias ventajas: ausencia de corrosión a alta temperatura, coeficiente de reactividad de vacíos muy bajo en caso de pérdida de refrigerante y al ser un gas transparente es fácil la inspección visual de los componentes internos.

El diseño de referencia del GFR se basa en un núcleo de 2400 MWt. El combustible principal que se utiliza en este tipo de reactores es carburo de uranio y plutonio. Se trata de pequeñas pastillas alojadas en una estructura cerámica plana en forma de panal. Estas placas se insertan en elementos de combustible hexagonales.

Uno de los grandes problemas que presenta este tipo de reactores es el rápido calentamiento que sufre el núcleo, provocado por la baja inercia térmica del gas. Además, no se logra una suficiente convección natural para enfriar el núcleo debido a que la densidad del refrigerante es demasiado baja. [31]

GFR



Gas-cooled Fast Reactor

Figura 6.2: Diagrama del reactor GFR [31]

- Reactor Rápido Refrigerado por Plomo, LFR (*Lead-Cooled Fast Reactor*)

Los sistemas LFR (Figura 6.3) son reactores refrigerados por plomo líquido o, en muy pocos casos, por una aleación de plomo-bismuto, que operan en el espectro de neutrones rápidos a presión atmosférica y alta temperatura. Muchas ventajas del sistema LFR se relacionan con la elección del refrigerante. El plomo y el bismuto son químicamente inertes por lo que no se produce combustión entre el refrigerante y el agua o el aire. Además, el plomo posee beneficiosas características de blindaje radiológico.

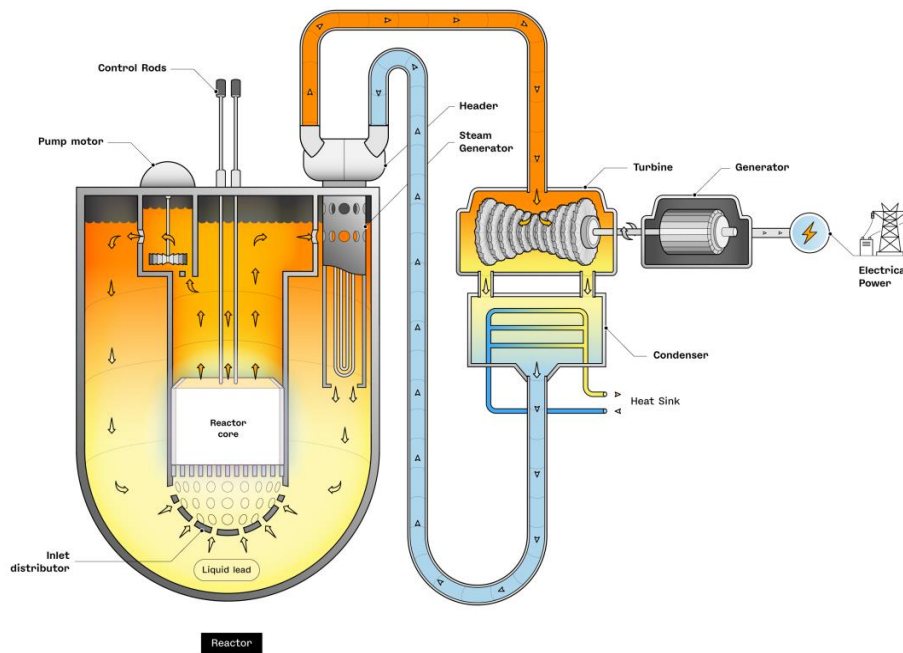
Al igual que otros reactores rápidos, los reactores LFR utilizan combustible MOX, que combina uranio y plutonio, lo que permite el cierre del ciclo del combustible y la combustión de actínidos transuránicos. Esto mejora la eficiencia del combustible y reduce el volumen y la actividad de los residuos radiactivos.

La configuración típica del LFR es de tipo piscina sin un sistema intermedio de intercambiadores de calor. Según el GIF se consideran tres conceptos de referencia que abarcan toda la gama de niveles de potencia: un gran sistema europeo de 600 MWe destinado a la generación de energía en centrales eléctricas, un sistema ruso de tamaño intermedio con 300 MWe y un sistema pequeño y transportable de fabricación estadounidense de entre 10 y 100 MWe con una vida útil del núcleo muy larga.

Sin embargo, aún hay problemas que solventar como, por ejemplo: La alta temperatura de fusión del plomo exige la presencia de un sistema de refrigeración que evite la solidificación del refrigerante, la opacidad del plomo es un inconveniente a la hora de inspeccionar y reparar los componentes del núcleo del reactor, así como la manipulación del combustible y la necesidad

de un control químico para prevenir los efectos de corrosión del plomo sobre los aceros estructurales a altas temperaturas. [31]

LFR



Lead-cooled Fast Reactor

Figura 6.3: Diagrama del reactor LFR [31]

- Reactor Rápido Refrigerado por Sodio, SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor)

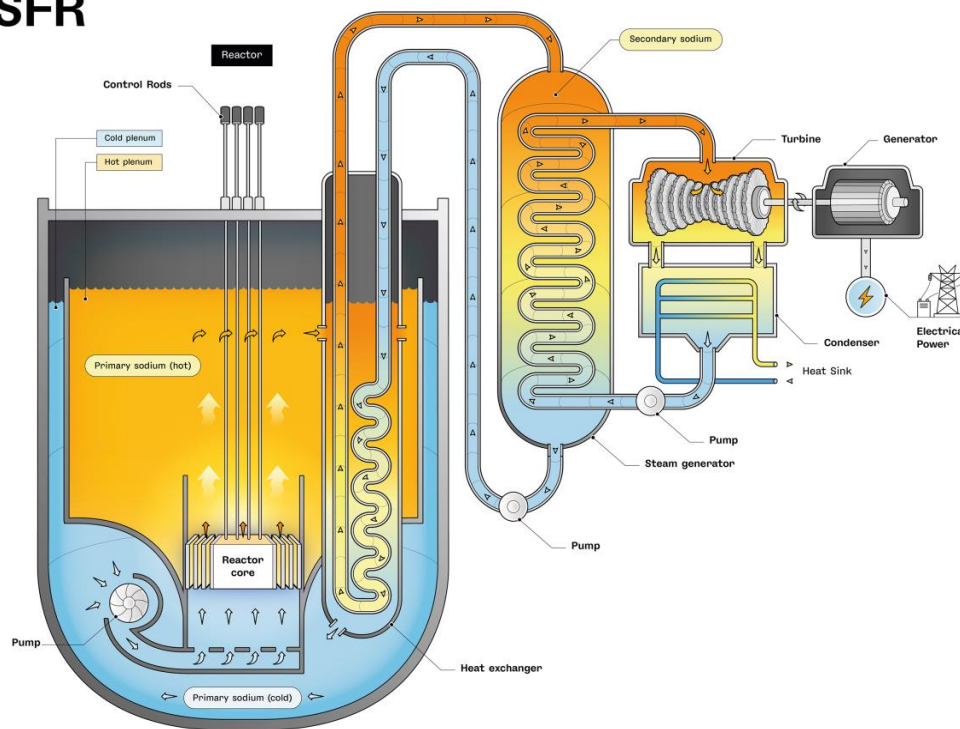
El Reactor Rápido Refrigerado por Sodio (Figura 6.4) utiliza sodio líquido como refrigerante y funciona dentro del espectro de neutrones rápidos, lo que facilita una alta densidad de potencia y la ventaja de operar a baja presión.

Al igual que los LFR, los SFR emplean combustible de óxido mixto de uranio y plutonio (MOX). Por lo tanto, también son capaces de cerrar el ciclo de combustible y disminuyen los residuos radiactivos. Otras de las ventajas adicionales que tienen los SFR son que gracias a su alta densidad de potencia poseen unos diseños de núcleo muy compactos, la circulación natural puede eliminar el calor de desintegración sin depender de equipos dinámicos como bombas en caso de apagón eléctrico y se evita la corrosión al tener un entorno libre de oxígeno.

Las opciones de tamaño de planta que se están considerando varían desde reactores modulares pequeños (50-150 MWe), pasando por reactores de tipo piscina de tamaño intermedio (300-1500 MWe), hasta reactores de tipo bucle compacto de gran tamaño (600-1500 MWe).

El sistema SFR aún tiene que resolver algunos problemas como que es necesario un sistema de refrigeración sellado debido a que el sodio reacciona químicamente con el aire y el agua. También se debe realizar un mayor desarrollo en la seguridad pasiva. [31]

SFR



Sodium-cooled Fast Reactor

Figura 6.4: Diagrama del reactor SFR [31]

- Reactor de Sales Fundidas, MSR (Molten Salt Reactor)

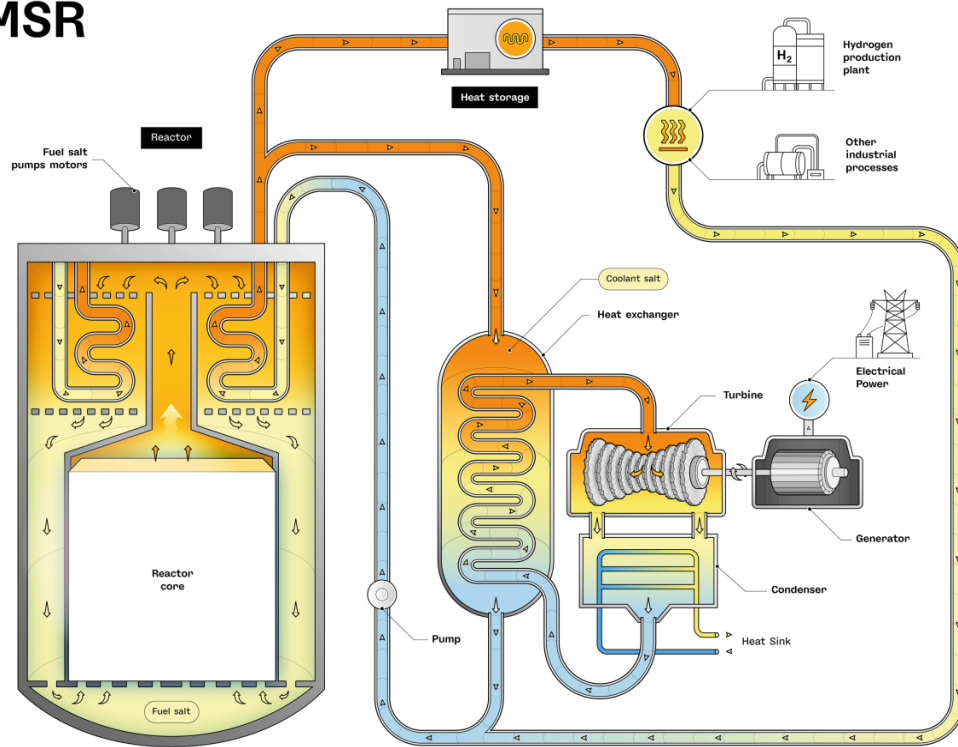
Los reactores MSR (Figura 6.5) son un tipo de reactor de fisión nuclear donde las sales fundidas sirven como combustible, refrigerante y/o moderador. Estos reactores pueden operar a presión ambiente y a temperaturas más altas que los reactores convencionales refrigerados por agua.

Los Reactores de Sales Fundidas abarcan una amplia gama de diseño y la clasificación de las diferentes variantes puede ser compleja. Sin embargo, existen tres categorías principales según la función de las sales fundidas en el reactor: combustible de sales fundidas bombeado, combustible de sales fundidas con circulación natural y únicamente utilizar las sales fundidas como refrigerante. Dependiendo de su diseño, los MSR pueden operar con espectro de neutrones rápidos o térmicos.

Como se ha dicho antes, Los MSR actúan a temperaturas muy altas, superando los 600°C. Esto se traduce en una mayor eficiencia térmica en la generación de electricidad y un acoplamiento más eficiente a aplicaciones no eléctricas. Además, el calor de alta temperatura podría usarse para diversas aplicaciones industriales, como la producción de hidrógeno o la desalinización del agua. Por otro lado, operar a baja presión reduce significativamente el riesgo de accidentes y explosiones.

No obstante, desde 2010 se estudian los posibles problemas que pueden surgir como, por ejemplo, encontrar materiales que resistan la corrosión que provocan las sales fundidas a altas temperaturas. [31]

MSR



Molten Salt Reactor

Figura 6.5: Diagrama del reactor MSR [31]

- Reactor Supercrítico Refrigerado por Agua, SCWR (*Supercritical-Water-Cooled Reactor*)

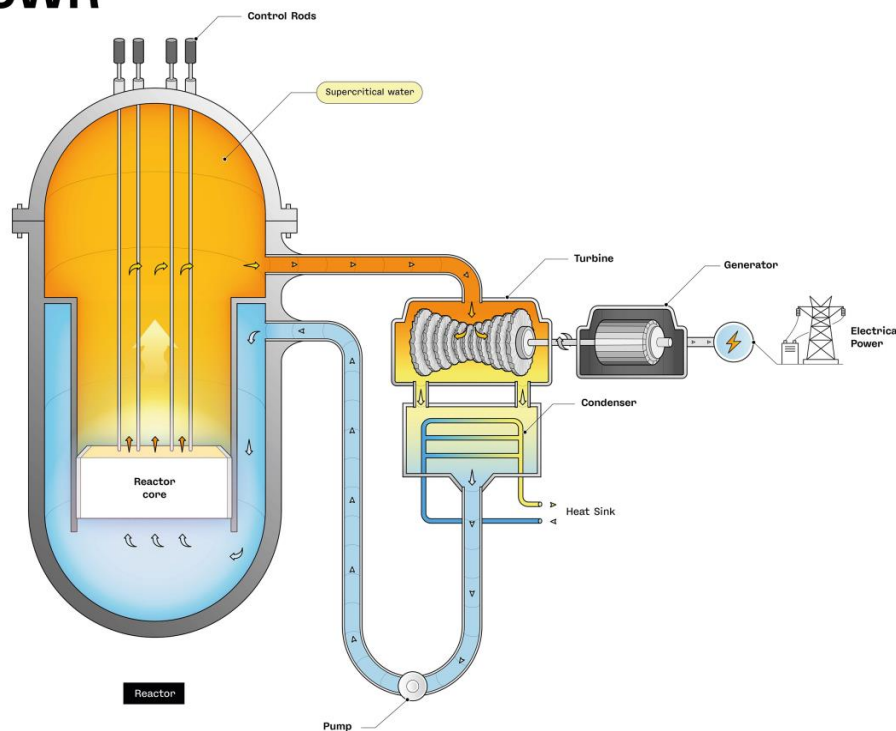
Los reactores supercríticos (Figura 6.6) son una evolución natural de los reactores refrigerados por agua actuales. La principal diferencia es que los SCWR son reactores avanzados refrigerados por agua que opera por encima del punto crítico termodinámico, es decir, 374°C y $22,1\text{ MPa}$, lo que permite temperaturas de refrigerante más altas sin cambio de fase.

Los SCWR pueden operar bajo espectros de neutrones térmicos o rápidos, dependiendo del diseño del núcleo. Hay dos configuraciones principales de núcleo propuestas para los conceptos de SCWR: una utiliza un recipiente a presión de gran tamaño, similar a los reactores BWR y PWR y otra utiliza tubos de presión, como los reactores CANDU.

Los diversos conceptos del SCWR se basan en la tecnología de diseño probada y la experiencia operativa adquirida mediante la operación de cientos de reactores refrigerados por agua. El uso de fluidos supercríticos en el sector energético se debe a la mayor eficiencia termodinámica del sistema, lo que significa la misma cantidad de energía producida, pero con un menor consumo de combustible. Además, con los SCWR es posible mejorar la economía, mediante diseños más simples, como un ciclo directo termodinámico que reduce el número de componentes de la planta.

Ahora bien, existen varios desafíos tecnológicos asociados al desarrollo del concepto SCWR, el agua supercrítica crea un entorno hostil para los materiales estructurales, lo que influye significativamente en su vida útil. Además, hay falta de conocimientos suficientes sobre los sistemas termohidráulicos que operan cerca del punto crítico del agua. Este conocimiento es necesario para el arranque y la parada de los reactores SCWR. [31]

SCWR



SuperCritical-Water-Cooled Reactor

Figura 6.6: Diagrama del reactor SCWR [31]

- Reactor de Muy Alta Temperatura, VHTR (*Very High Temperature Reactor*)

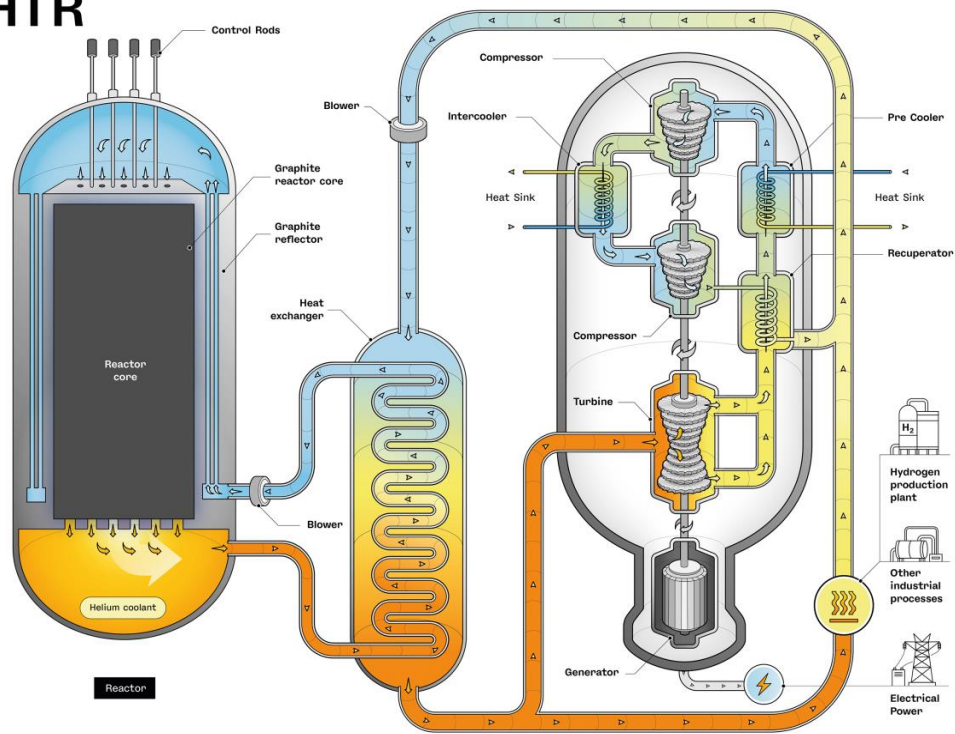
El Reactor de Muy Alta Temperatura (Figura 6.7) está diseñado para la cogeneración de electricidad y calor, y su alta temperatura de salida es ideal para la producción y el uso de hidrógeno en las industrias química, petrolera y siderúrgica.

EL VHTR representa un paso más en el desarrollo evolutivo de los reactores de alta temperatura refrigerados por gas. Se trata de un reactor moderado por grafito y refrigerado por helio con espectro de neutrones térmicos. Puede suministrar calor y electricidad en un rango de temperaturas de salida del núcleo de entre 700 y 950°C.

El diseño de referencia considerado por GIF utiliza combustible tri-isotrópico (TRISO), es decir, el combustible tiene forma de esfera de unos 6 cm de diámetro y está compuesto por uranio, carbono y oxígeno recubierto por tres capas de materiales a base de carbono y cerámica que impiden la emisión de productos de fisión radiactivos. Además, posee un diseño de núcleo dedicado y una menor densidad de potencia para permitir la eliminación del calor de desintegración a través de mecanismos pasivos.

Demostrar la viabilidad del núcleo del VHTR requiere resolver varios desafíos técnicos importantes. Es necesario desarrollar combustibles y materiales que permitan un aumento de las temperaturas de salida de núcleo a más de 1000°C durante toda la vida útil de la planta y limitar la degradación estructural por la entrada de aire o agua. [31]

VHTR



Very-High-Temperature Reactor

Figura 6.7: Diagrama del reactor VHTR [31]

7. Conclusiones

Para concluir este trabajo bibliográfico, procederé a exponer las conclusiones personales obtenidas a lo largo de su realización. El estudio de la física de los reactores nucleares ha sido fundamental para entender el funcionamiento de una central nuclear y comprender cómo es posible obtener energía a partir de un núcleo atómico mediante conceptos claves como la reacción en cadena, el factor de multiplicación, la masa crítica y la moderación neutrónica, entre otros.

Existen diversos tipos de reactores nucleares, los cuales pueden clasificarse dependiendo de si son rápidos o térmicos, del moderador utilizado o del refrigerante empleado. Esto indica que hay mucha investigación detrás de la energía nuclear. Sin embargo, el modelo más extendido en el mundo es el reactor de agua a presión, que actualmente representa el 74% de los reactores operativos en el mundo.

Las razones por las que los reactores PWR son los más utilizados son: su diseño incluye una serie de características de seguridad que ayudan a prevenir accidentes, por ejemplo, el reactor está diseñado para reducir su potencia en caso de aumento de temperatura, lo que ayuda a evitar un incremento descontrolado de la reacción en cadena, tiene una eficiencia de generación eléctrica relativamente alta (33%) y el diseño del PWR ha sido probado y perfeccionado durante décadas, por lo que se ha consolidado su fiabilidad.

En España, la energía nuclear siempre ha tenido un papel muy relevante, ha demostrado ser una fuente de energía estable que no depende de factores externos. Además, ha contribuido a la reducción de emisiones de gases de efecto invernadero y al proceso de descarbonización del país. Sin embargo, su futuro se presenta incierto debido a la controversia que genera en la sociedad por su relación con la industria armamentística, la gestión de los residuos nucleares y los notorios accidentes producidos en las centrales nucleares, como Chernóbil y Fukushima.

En cuanto al futuro a nivel global, se están realizando grandes avances. Los nuevos diseños permitirán prolongar la vida útil de los combustibles nucleares y operar con ciclos de combustible cerrado, lo que aumentará la rentabilidad económica y reducirá la cantidad de residuos. Además, se están optimizando aún más los conceptos relativos a la seguridad, sobre todo con sistemas pasivos y proporcionando una mayor protección física ante posibles amenazas terroristas.

Por otro lado, las perspectivas mundiales de demanda de energía eléctrica apuntan a un crecimiento exponencial, impulsado principalmente por el crecimiento demográfico y la mejora de la calidad de vida. En este sentido, la energía nuclear, complementada con las energías renovables, es una opción que puede hacer frente a este aumento de la demanda, e incluso sustituir a los combustibles fósiles en un futuro.

Referencias

- [1] ESPOSITO, S. (2008). *Enrico Fermi and the Physics and Engineering of a nuclear pile: the retrieval of novel documents*. INFN – Istituto Nazionale di Fisica Nucleare.
- [2] ALLARDICE, C. y TRAPNELL, E.R. (1946). *The First Pile*.
- [3] LING, S.J., SANNY, J. y MOEBS, W. (2021). “Física nuclear” en *Física universitaria volumen 3*, Openstax.
- [4] PARRA MENEZES, M.A. (2014). *Determinación del Espectro de Energía de los Neutrones en el Dedal Central del Núcleo del Reactor TRIGA MARK III*. Tesis. México D.F.: Universidad Autónoma Metropolitana Unidad Azcapotzalco.
- [5] SAVREE (YOUTUBE). *How Boiling Water Reactors Work (BWR Working Principle)*. <https://www.youtube.com/watch?v=_finjCmeyHc> [Consulta: 9 de junio de 2025]
- [6] DIVULGACIÓN CIEMAT. *Elemento Combustible de una Central Nuclear*. <<https://divulgacion.ciemat.es/elementocombustible>> [Consulta: 28 de noviembre de 2024]
- [7] DUDERSTADT, J.J. y HAMILTON, L.J. (1976). *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & Sons, Inc.
- [8] HETRICK, D.L. (1971). *Dynamics of Nuclear Reactors*. The University of Chicago Press.
- [9] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. *Nuclear Power Reactors*. <<https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors>> [Consulta: 13 de febrero de 2025]
- [10] GLASSTONE, S. (1968). *Ingeniería de Reactores Nucleares*. Editorial Reverté.
- [11] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. *RBMK Reactors – Appendix to Nuclear Power Reactors*. <<https://world-nuclear.org/information-library/appendices/rbmk-reactors>> [Consulta: 13 de febrero de 2025]
- [12] IAEA (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY). *In Operation & Suspended Operation Reactors*. <<https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx>> [Consulta: 13 de febrero de 2025]
- [13] KHODAREV, E. *Liquid Metal Fast Breeder Reactors*. IAEA Bulletin – VOL 20, NO.6
- [14] CCHEN (COMISIÓN CHILENA DE ENERGÍA NUCLEAR). *Capítulo 9 El Ciclo del Combustible*. <https://www.cchen.cl/pdf/222_Cuestiones_sobre_la_energia_2.pdf> [Consulta: 11 de marzo de 2025]
- [15] IAEA (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY). *The Nuclear Fuel Cycle*. <<https://www.iaea.org/sites/default/files/19/02/the-nuclear-fuel-cycle.pdf>> [Consulta: 11 de marzo de 2025]
- [16] IAEA (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY). *La extracción del uranio en detalle*. <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull59-2/5920809_es.pdf> [Consulta: 11 de marzo de 2025]
- [17] IAEA (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY). *Getting to the Core of The Nuclear Fuel Cycle*. <<https://www.iaea.org/sites/default/files/18/10/nuclearfuelcycle.pdf>> [Consulta: 13 de marzo de 2025]

- [18] GONZALEZ, E. y EMBID, M. (2003). *Transmutación de Residuos Radiactivos*. Revista Nuclear España
- [19] SANCHEZ, E.M. y LOPEZ, S.M. (2020). *Historia del Uranio en España: de la minería a la fabricación del combustible nuclear, c. 1900-1986*. Sociedad Nuclear Española (SNE).
- [20] ENUSA. *Descubre el proceso de fabricación de elementos combustibles de nuestra fábrica de Juzbado*. <<https://www.enusa.es/proceso-fabricacion-elementos-combustibles-enusa-juzbado/>> [Consulta: 3 de julio de 2025]
- [21] RED ELÉCTRICA (REE). *Generación total*. <<https://www.sistemaelectrico-ree.es/informe-del-sistema-electrico/generacion/generacion-de-energia-electrica/generacion-total-de-energia-electrica>> [Consulta: 17 de mayo de 2025]
- [22] MINISTERIO PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA Y EL RETO DEMOGRÁFICO (MITECO). *Centrales Nucleares en España*. <<https://www.miteco.gob.es/es/energia/nuclear/centrales/espana.html>> [Consulta: 25 de abril de 2025]
- [23] CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN). *Centrales Nucleares en España*. <<https://www.csn.es/centrales-nucleares-de-espana>> [Consulta: 18 de mayo de 2025]
- [24] CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN). *El CSN visita las instalaciones del Almacén Geológico Profundo (AGP) de Onkalo en Finlandia*. <<https://www.csn.es/-/el-csn-visita-las-instalaciones-del-almacen-geologico-profundo-agp-de-onkalo-en-finlandia>> [Consulta: 4 de junio de 2025]
- [25] BNL (BROOKHAVEN NATIONAL LABORATORY). *Preventing the Misuse of Next-Generation Nuclear Energy Systems*. <<https://www.bnl.gov/newsroom/news.php?a=212920>> [Consulta: 8 de abril de 2025]
- [26] AZPITARTE, O. (2018). *Reactores nucleares de Generación IV*.
- [27] AMACAD (AMERICAN ACADEMY OF ARTS & SCIENCES). *The History of Reactor Generations*. <<https://www.amacad.org/publication/nuclear-reactors-generation-generation/section/5>> [Consulta: 3 de abril de 2025]
- [28] AHNERT, C. (2010). “Reactores de Generación III y III+” en *La tercera revolución energética y su repercusión en la Seguridad y Defensa*. Ministerio de Defensa.
- [29] CUMMINS, W.E. y MATZIE, R. (2018). *Design evolution of PWRs: Shippingport to generation III+*. Progress in Nuclear Energy.
- [30] LOPEZ, J., DÍAZ, J.L. (2005). *Visión General de los Reactores de IV Generación*. Revista Nuclear España
- [31] GEN IV INTERNATIONAL. *Learn More About Generation IV Nuclear Energy Systems*. <<https://www.gen-4.org/>> [Consulta: 15 de abril de 2025]

Tablas y Figuras

Figura 2.1: Distribución estadística total de los fragmentos de fisión del U235 [3]	2
Figura 2.2: Sección eficaz de un haz de neutrones	3
Figura 2.3: Atenuación de un haz de neutrones	4
Figura 2.4: Reacción en cadena crítica	5
Figura 2.5: Reacción en cadena supercrítica	5
Figura 2.6: Espectro energético	6
Figura 2.7: Densidad de electrones por su velocidad	6
Tabla 2.1: Diferencias de valores entre reactores rápidos y térmicos	7
Tabla 2.2: Proporciones para que el factor $\eta = 1$	8
Figura 2.8: Captura y moderación neutrónica [5]	8
Figura 2.9: Elemento de combustible nuclear [6]	10
Figura 2.10: Nivel de enriquecimiento del combustible	11
Figura 3.1: Diagrama del reactor PWR [9]	13
Figura 3.2: Diagrama del reactor BWR simple [9]	14
Figura 3.3: Diagrama del reactor PHWR [9]	15
Figura 3.4: Diagrama del reactor LWGR [11]	16
Figura 3.5: Diagrama del reactor rápido tipo bucle [13]	17
Figura 3.6: Diagrama del reactor rápido tipo piscina [13]	18
Tabla 3.1: Tipos de reactores en el mundo [12]	18
Tabla 3.2: Centrales nucleares por países [12]	19
Figura 4.1: Diagrama del ciclo del combustible nuclear	21
Figura 4.2: Sección eficaz en función de la energía del neutrón incidente de U235 y U238	23
Figura 5.1: Desglose del consumo de energía primaria en España 2022 [21]	26
Figura 5.2: Mapa de ubicación de centrales nucleares (España) [22]	26
Tabla 5.1: Reactores Nucleares en España [23]	27
Figura 6.1: Cronología de las generaciones de reactores nucleares [25]	29
Figura 6.2: Diagrama del reactor GFR [31]	33
Figura 6.3: Diagrama del reactor LFR [31]	34
Figura 6.4: Diagrama del reactor SFR [31]	35
Figura 6.5: Diagrama del reactor MSR [31]	36

Figura 6.6: Diagrama del reactor SCWR [31]	37
Figura 6.7: Diagrama del reactor VHTR [31]	38

Acrónimos

LWR	Light Water Reactor
PWR	Pressurized Water Reactor
BWR	Boiling Water Reactor
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor
CANDU	Canada Deuterium Uranium
LWGR	Light Water Graphite-moderated Reactor
GCR	Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor
HTGR	High Temperature Gas Cooled Reactor
FBR	Fast Breeder Reactor
MOX	Mezcla de Óxidos
ENUSA	Empresa Nacional del Uranio SA
ATI	Almacén Temporal Individualizado
ATC	Almacén Temporal Centralizado
ATD	Almacén Temporal Descentralizado
AGP	Almacenamiento Geológico Profundo
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
EPR	European Pressurized Reactor
ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
APWR	Advanced Pressurized Water Reactor
AEN	Agencia para la Energía Nuclear
AP1000	Advanced Passive 1000
ESBWR	Economic Simplified BWR
DOE	Departamento de Energía de los Estados Unidos
GIF	Foro Internacional de la IV Generación
GFR	Gas-Cooled Fast Reactor
LFR	Lead-Cooled Fast Reactor
SFR	Sodium-Cooled Fast Reactor
MSR	Molten Salt Reactor
SCWR	Supercritical-Water-Cooled Reactor
VHTR	Very High Temperature Reactor