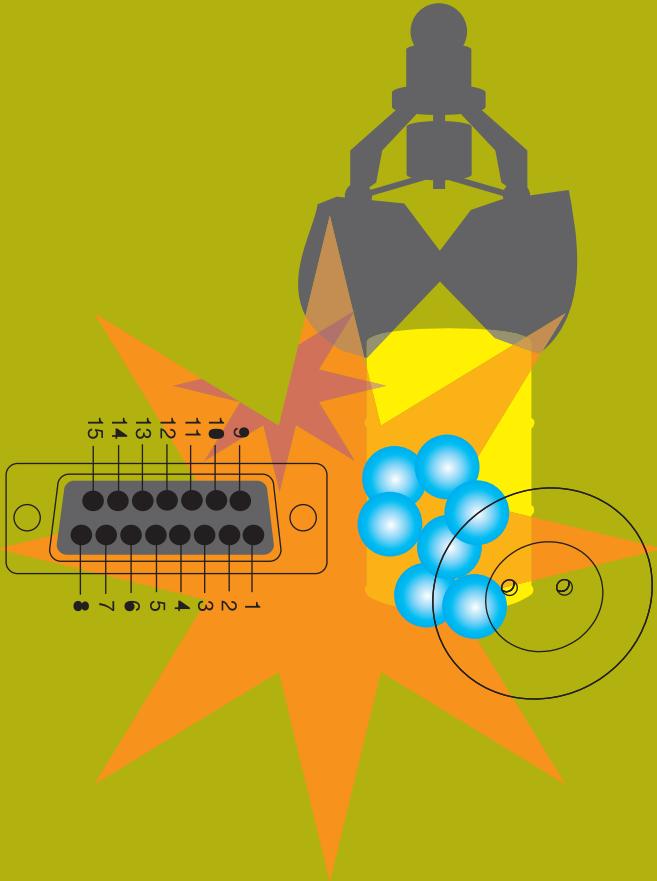


Utilización de energía nuclear para producir electricidad / CSN



Referencia: SDB-01.03

© Consejo de Seguridad Nuclear, 2011

Edita y distribuye:
Consejo de Seguridad Nuclear
Pedro Justo Dorado Dellmans, 11
28040 Madrid
tel.: 91 346 01 00
Fax: 91 346 05 58
www.csn.es

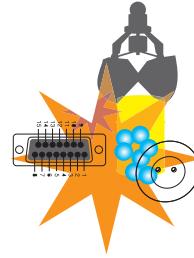
Diseño de colección:
Juan Vidaurre

Imprime:

Depósito Legal:



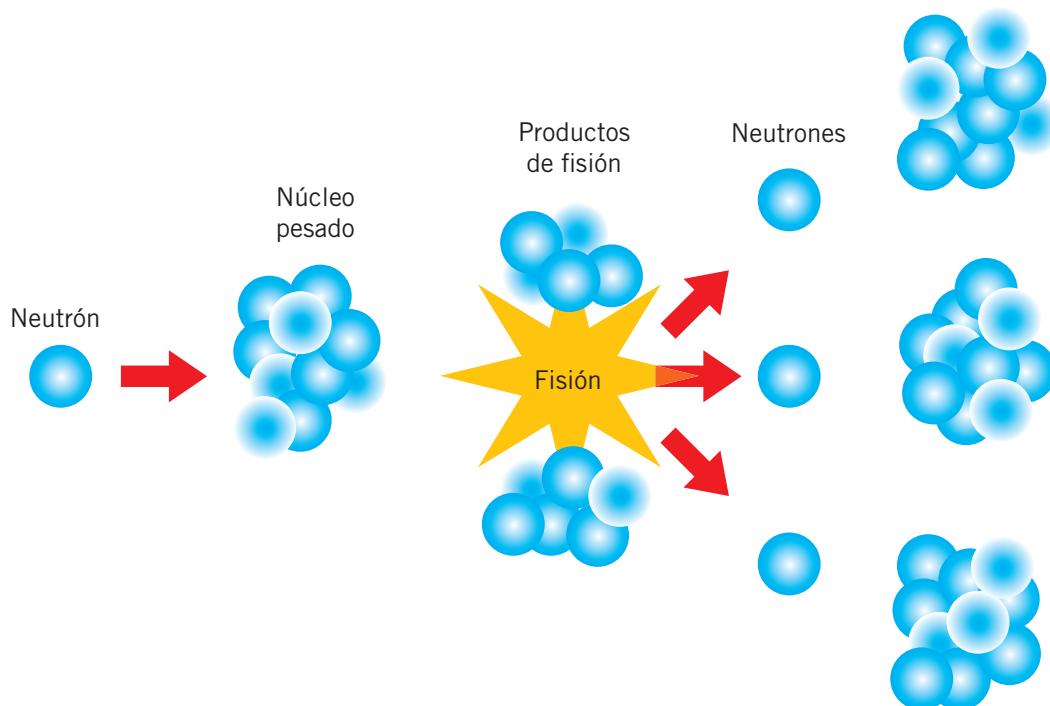
Impreso en papel reciclado



La reacción nuclear de fisión	5
El ciclo de combustible	7
Elementos básicos de una central nuclear	13
La seguridad en las centrales nucleares	16
El Consejo de Seguridad Nuclear	19

La reacción nuclear de fisión

Los núcleos de determinados átomos pesados como el uranio-235, cuando capturan un neutrón térmico, se fisionan (es decir, se dividen) en trozos más pequeños (generalmente en dos) que tienen un tamaño aproximadamente igual. En esa reacción se liberan neutrones y una gran cantidad de energía.



La reacción nuclear de fisión se produce cuando un núcleo pesado se fracciona, dando lugar a la aparición de dos núcleos más pequeños que se denominan productos de fisión.

La energía liberada se transforma en calor y el calor puede usarse para producir electricidad. Los neutrones liberados en esa reacción de fisión, tienen que perder energía hasta convertirse en neutrones térmicos, capaces de provocar nuevas fisiones con el uranio-235, dando lugar a lo que se denomina una reacción en cadena. La pérdida de energía de los neutrones que se producen directamente en la fisión se realiza mediante el empleo de una sustancia llamada moderador. Al mismo tiempo y con el fin de controlar la reacción en cadena es necesario reducir el número de neutrones térmicos capaces de producir nuevas fisiones, función que se realiza mediante un material absorbente de los mismos.

En la reacción de fisión se forman, como consecuencia de la partición de los núcleos de uranio-235, nuevos productos denominados productos de fisión, que son inestables y se desintegran emitiendo gran cantidad de radiaciones ionizantes. En la desintegración de los productos de fisión también se libera energía que, asimismo, se transforma en calor; llamado calor de

desintegración o calor residual del combustible irradiado que sigue produciéndose aunque ya no se estén llevando a cabo reacciones de fisión.

Los núcleos de otros átomos pesados, como por ejemplo el uranio-238, no se fisionan cuando capturan un neutrón térmico, razón por la cual y dado que en el uranio natural (99,2739% de uranio-238; 0,7205% de uranio-235 y 0,0056% de uranio-234), el uranio-235 (fisionable) sólo está presente en una pequeña cantidad. La mayoría de los reactores nucleares en la actualidad, emplean como combustible nuclear uranio enriquecido en el isótopo uranio-235.

El grado de enriquecimiento del combustible nuclear que se emplea en los reactores nucleares es del orden del 3 al 5%, lo que lo diferencia de los empleados en aplicaciones no pacíficas, donde los factores de enriquecimiento en el isótopo fisionable son mucho más elevados (o son materiales distintos al uranio como es el caso del plutonio).

El ciclo del combustible

La utilización de uranio para la producción de energía eléctrica requiere toda una serie de actividades industriales que se engloban bajo el título genérico de "ciclo del combustible".

La primera parte de este ciclo lo constituye el conjunto de etapas necesarias para conseguir el combustible que precisa un reactor nuclear para producir energía eléctrica. En ella se realizan las fases de: minería del uranio, fabricación de concentrados, conversión, enriquecimiento y fabricación de elementos combustible.

Minería del uranio

Consiste en la extracción y separación del mineral de uranio. En España esta operación se

realizaba hasta hace unos años, en el yacimiento de Saelices el Chico (Salamanca). Era una mina a cielo abierto que ha sido restaurada. El resultado final de este proceso era el mineral de uranio.

Fabricación de concentrados

Consiste en la producción de concentrados de uranio natural por lavado del mineral y posterior conversión en uranato amónico (llamado torta amarilla o *yellow cake*). En España se hace en la fábrica de elementos combustibles de Enusa en Juzbado, Ciudad Rodrigo (cerca de Saelices el Chico, Salamanca).

En estas dos primeras etapas se maneja uranio natural cuya composición de isótopos ya ha sido mencionada anteriormente.



Se denomina ciclo del combustible al conjunto de etapas que van desde la extracción del mineral de uranio a la gestión de los residuos radiactivos. En España no se lleva a cabo la etapa de enriquecimiento ni la de reelaboración.

Conversión y enriquecimiento

El concentrado de uranio se purifica por sucesivas disoluciones y precipitaciones y se convierte en hexafluoruro de uranio. Éste se somete a un proceso de enriquecimiento (por difusión gaseosa o ultracentrifugación), para aumentar la proporción de uranio-235 con respecto al uranio-238. El resultado es la obtención de óxido de uranio enriquecido.

Esta etapa no se realiza en nuestro país, sino que tiene lugar en plantas de Francia, Estados Unidos, etc.

El grado de enriquecimiento utilizado está en función del diseño del reactor, aunque suele ser del orden del 3 al 5% de uranio-235. También existen centrales que pueden funcionar con uranio natural.

Fabricación de elementos combustibles

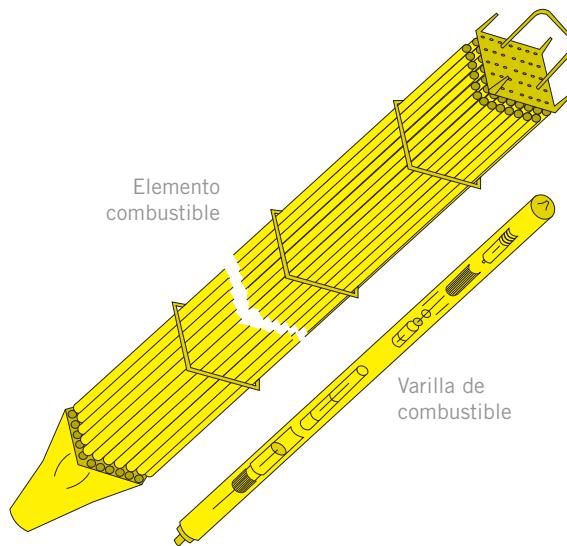
El óxido de uranio se prensa y somete a fuertes temperaturas para su conversión en pastillas de tipo cerámico. Estas pastillas se sitúan en el interior de una "vainas" o envoltura metálica, formándose así la llamada varilla de combustible.

Las varillas, una vez cargadas con las pastillas, se rellenan de un gas inerte y se sellan. La agrupación de un conjunto de ellas en un arma-

zón, que contiene además otros elementos estructurales, constituye lo que se denomina un elemento combustible.

En España, este proceso se realiza en la fábrica de elementos combustibles de Enusa en Juzbado (Salamanca); de ahí los elementos se transportan a las distintas centrales nucleares.

En la segunda parte del ciclo de combustible se realizan actividades de utilización del combustible para la generación de energía y posterior gestión del mismo mediante su reprocesamiento opcional y reciclado o su depósito definitivo.



Un elemento combustible está formado por la agrupación de varillas de combustibles, que contienen las pastillas cerámicas de óxido de uranio (UO_2).

Uso del combustible en un reactor

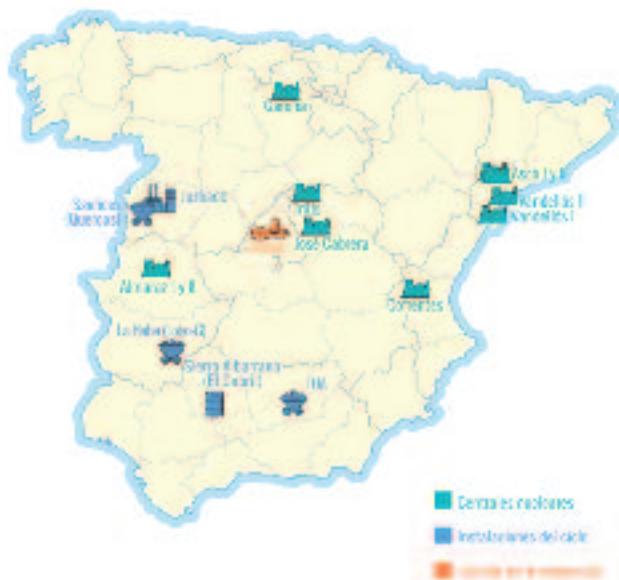
Los elementos combustibles se introducen en el núcleo del reactor nuclear donde tiene lugar lo que se conoce con el nombre de "quemado": proceso mediante el cual el uranio-235 sufre la reacción de fisión, dejando como desecho los productos de fisión.

Una vez concluido el ciclo de utilización de un elemento combustible en el reactor, éste se almacena temporalmente en la propia instalación, en la piscina de combustible irradiado. En este lugar permanece el tiempo necesario para

que se produzca la desintegración de gran parte de los productos de fisión de vida corta. Al disminuir la actividad del elemento (y, por tanto, el calor producido por la desintegración) se dice que el combustible está sometido a un proceso de "enfriamiento".

Reprocesamiento

Aunque un elemento combustible ha terminado su período de utilidad en un reactor nuclear, no significa que ya no sea utilizable para otros fines. Es posible entonces reprocesar este combustible (contiene: 94% de uranio-238, 1% de uranio-235, 1% de plutonio-239 y 4% de productos de fisión) separándolo en tres fracciones:



En operación		
Centrales nucleares	Tipo (MWt)	Fecha
Ascó	GE-SWR (3x100)	1963
Almaraz I y II	WPMR (3x1200)	1963/65
Almaraz III	WPMR (3x1200)	1965/66
Cabrera	GE-SWR (3x100)	1965
Santa Eulalia I	WPMR (3x100)	1967
Tarso	KW-PWR (3x60)	1967
Instalaciones		
Instalación	Tipo	Fecha
Ascó	Reactor de combustible metálico	1965
D. Durolé	Reactor de combustible metálico	1965
En parada (I), desmantelamiento (II), clausura (C), latencia (L)		
Instalación	Tipo	Fecha
Trillo (I)	Reactor CO ₂	2005 (II)
Val de Cabena	WPMR (3x100)	2005 (II)
Utrilla (I)	Reactor de combustible metálico	2004 (II)
Trillo (C)		2005 (I)
Trillo (L)	Reactor de combustible metálico	2005 (I)
Trillo (C)	Reactor de combustible metálico	2005 (I)

Instalaciones nucleares y/o radiactivas en España

- Uranio, que puede volver a ser reutilizado.
- Plutonio, que también puede utilizarse.
- Productos de fisión, algunos de los cuales también son útiles.

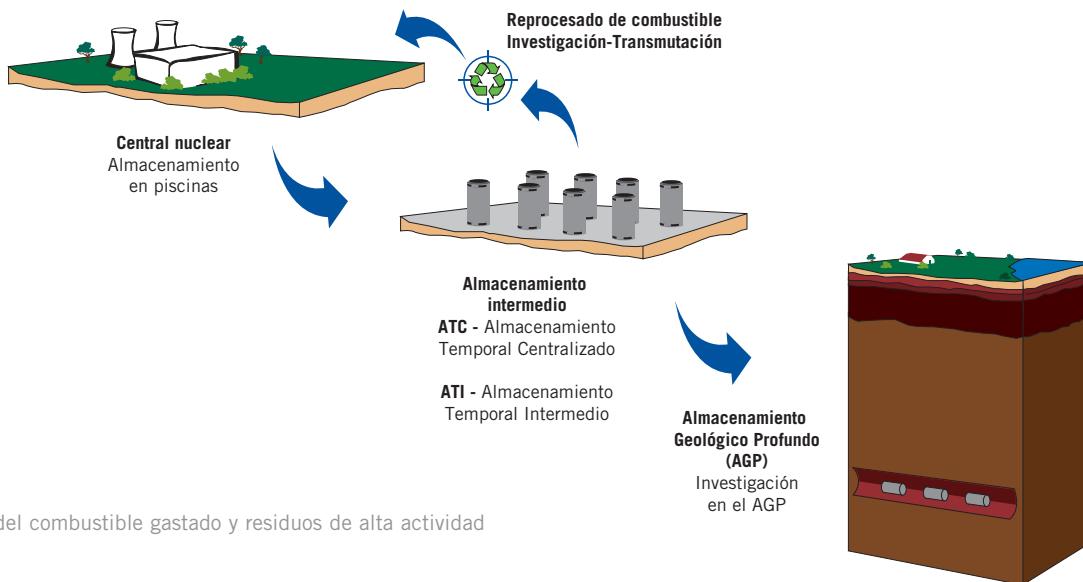
Este conjunto de operaciones se realiza en plantas de gran complejidad. No existe ninguna en nuestro país. Como consecuencia del reprocesamiento del combustible, éste puede reutilizarse como combustible reciclado, denominado MOX.

Almacenamiento de residuos

Durante todo el ciclo del combustible nuclear, y en otras muchas prácticas que suponen el uso de radiaciones ionizantes o materiales radiactivos, se producen residuos radiactivos. Estos se pueden clasificar en residuos de:

- Baja y media actividad: activos como máximo unos 300 años (90% procedente de centrales nucleares y el 10% restante de aplicaciones médicas, industriales, de investigación, etc.).
- Alta actividad: permanecerán activos durante periodos comprendidos entre 300 y miles de años (fundamentalmente el combustible irradiado).

Los residuos de baja y media actividad se acondicionan para convertirlos en una estructura estable, sólida y duradera, interponiendo entre ellos y el medio ambiente una serie de barreras para proceder a su almacenamiento tales como: barreras físico-químicas (bidones), barreras de ingeniería (estructuras de hormigón) y barreras geológicas (capas de cobertura).



Cuando el combustible gastado o irradiado no se somete al reprocesado, como es el caso español, se convierten en residuos de alta actividad que se acondicionan en contenedores adecuados para su almacenamiento definitivo.

El almacenamiento de residuos radiactivos puede ser de dos tipos:

- Temporal, lo que significa que los residuos están sometidos a control y pueden ser recuperados en caso de necesidad.
- Definitivo, lo que significa que el almacenamiento se considera lo suficientemente seguro, como para durar tanto tiempo como sea necesario para que la radiactividad de los isótopos radiactivos que contienen se reduzca a los valores existentes del fondo natural.

El almacenamiento de residuos de baja y media actividad se realiza en instalaciones situadas a nivel del suelo (instalaciones en superficie, como es el caso de España) o a muy poca profundidad.

En España existe una única instalación de almacenamiento en superficie de residuos de baja y media actividad en El Cabril (Córdoba), en operación desde el año 1992.



Los residuos llegan a El Cabril en bidones de 220 litros transportados por camiones. Los residuos, una vez caracterizados y acondicionados en el interior de los bidones, son transferidos a los contenedores.

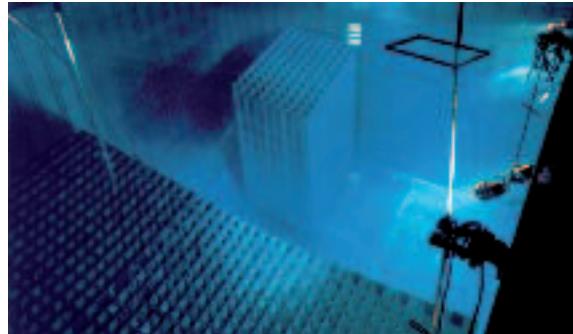
Cuando un contenedor se llena, se le coloca una tapa y se le inyecta mortero para inmovilizar su contenido. Estos contenedores de 24 toneladas de peso, se sitúan dentro de una de las 28 celdas de almacenamiento con capacidad de que dispone, cada una de ellas, para 320 contenedores. Una vez completadas las celdas, con el fin de recuperar la topografía inicial, estas

serán recubiertas con capas alternativas de materiales drenantes e impermeables que evitarán que posibles infiltraciones de agua de lluvia entren en contacto con los residuos radiactivos.



El almacenamiento temporal de residuos de alta actividad se realiza en las propias instalaciones nucleares que los producen o en almacenamientos intermedios. En España, los residuos de alta actividad se están almacenando de forma inicial en las piscinas de combustible irradiado de las propias centrales nucleares que los

producen. Mas allá de dicho almacenamiento inicial en las piscinas, la estrategia española se centra en el almacenamiento temporal de combustible usado y residuos de alta actividad en un sistema en seco (ATC), que garantice su seguridad y la protección de las personas y del medio ambiente durante los periodos de tiempo necesarios para proceder a su gestión definitiva o a largo plazo en un almacenamiento geológico profundo (AGP).



Ningún país ha tomado la decisión de almacenar de forma definitiva sus residuos de alta actividad, aunque el tema está siendo objeto de numerosos estudios.

Elementos básicos de una central nuclear

En términos muy generales, en una central nuclear (del tipo de las existentes en España) se pueden distinguir:

Núcleo del reactor

Está constituido por un conjunto de elementos combustibles dispuestos en una cierta forma geométrica. En el núcleo hay una serie de barras de control que contienen el material absorbente de los neutrones de forma que, al insertarlas totalmente, separa por completo las reacciones de fisión.



En la sala de control de una central nuclear se encuentran todos los dispositivos necesarios para conocer el estado y controlar los equipos y sistemas relevantes para la seguridad de la planta.

El núcleo está refrigerado por un fluido (casi siempre agua) del circuito principal o primario, fluido que actúa además, en la gran mayoría de los casos, como moderador de los neutrones producidos en las reacciones de fisión. El núcleo se encuentra en el interior de una vasija de presión de acero que, a su vez y junto con el circuito primario, se encuentra dentro de otro blindaje de hormigón que se conoce con el nombre de contención.

Sistema de control y protección del reactor

Para controlar el funcionamiento de un reactor nuclear existen una serie de sistemas de accionamiento de las barras de control, que hacen que éstas se inserten total o parcialmente de modo automático en el núcleo del reactor con el fin, en circunstancias necesarias, de eliminar las reacciones de fisión, dando lugar en estos casos a lo que se denomina parada automática o "disparo" del reactor.

Para vigilar su funcionamiento, existen sistemas de instrumentación, tanto dentro como fuera del núcleo, que a su vez permiten conocer y medir los valores de los parámetros necesarios para el control del reactor.

Sistema de contención

En el caso de un reactor de agua a presión (PWR), el edificio de contención, o edificio del reactor, contiene a éste y al circuito de refrigeración principal o primario y está diseñado para prevenir el posible escape de productos radiactivos al exterior en caso de accidente y para resistir el impacto que pudieran causar los sucesos o accidentes exteriores a la propia central. La contención está constituida por un espesor de acero forrado por su parte exterior con un recubrimiento de hormigón pretensado de unos 90 cm de espesor. Está diseñada para resistir las posibles sobrepresiones en caso de accidente y tiene dispositivos de aspersión de agua con el fin de reducir la presión y la temperatura de los posibles escapes. Es un recinto estanco que se mantiene normalmente en una ligera depresión respecto a la atmósfera, a fin de que si se produjera una fisura, entrase aire del exterior en lugar de producirse una fuga.

El edificio de contención está calculado para resistir la sobrepresión que se crearía en caso de accidente así como para hacer frente a aquellos fenómenos o impactos que pudieran provenir del exterior.

Sistema de refrigeración

Con el fin de evitar el calentamiento progresivo del núcleo, el calor producido en el mismo durante las reacciones de fisión se extrae mediante un fluido de refrigeración que normalmente es agua, como en el caso de las centrales españolas en operación.

En operación normal, el calor del núcleo se extrae mediante el circuito principal o primario. En un reactor de agua en ebullición (BWR) este circuito es el de agua-vapor.



En las paradas del reactor, el calor residual se evacua por medio de un circuito especial con bombas y cambiadores de calor, que constituye un circuito llamado de seguridad. En caso de accidente, actúan los llamados sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo para que la temperatura que se alcance nunca llegue a ser tal que pueda provocar daños al núcleo.

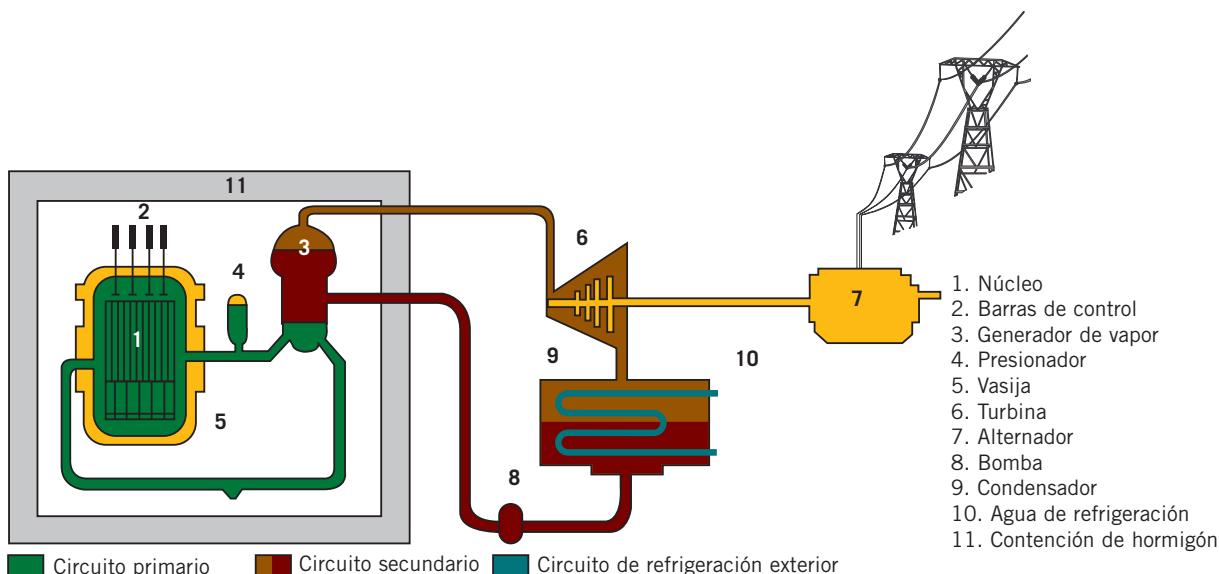
Sistema de generación de vapor y eléctrico

En las centrales nucleares de agua a presión (PWR), el agua del circuito primario pasa por el interior de los tubos en forma de U del generador de vapor. Dentro de este generador circula

agua de refrigeración del circuito secundario, de forma que nunca se mezcla con el agua del primario. El agua del circuito secundario absorbe el calor del agua del circuito primario y se convierte en vapor.

En las centrales de agua a ebullición (BWR), el agua del circuito principal o primario se convierte en vapor en el propio núcleo del reactor.

En ambos casos, el vapor de agua producido se hace incidir sobre los álabes de una turbina, que al girar mueve un alternador que produce la energía eléctrica.

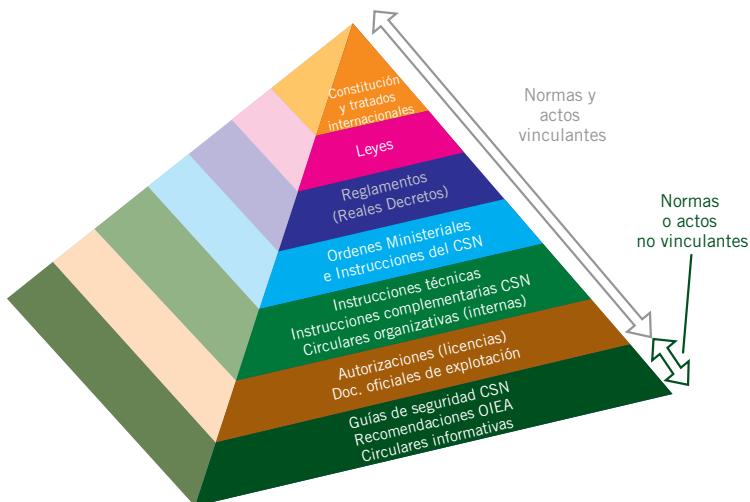


En las centrales nucleares de agua a presión existen tres circuitos de agua aislados entre sí: el primario que es el que está en contacto con las varillas de combustible; el secundario (agua-vapor) que es el que mueve la turbina, y el circuito de refrigeración exterior que es el único cuya agua tiene contacto con el medio ambiente circundante.

La seguridad en las centrales nucleares

La seguridad nuclear es el conjunto de normas y prácticas que se utilizan para la ubicación, realización del proyecto, control y funcionamiento de instalaciones nucleares con el fin de reducir al máximo cualquier riesgo indebido.

En la tecnología de seguridad, se denomina riesgo nuclear al producto de un daño nuclear por la probabilidad de que ese daño se produzca. Cuando ese riesgo es superior al admisible se denomina riesgo indebido. Por tanto, la seguridad nuclear se preocupa de que las instalaciones nucleares funcionen con un nivel de riesgo que pueda considerarse aceptable.



La imposición de condiciones legales para el funcionamiento de una instalación nuclear y radiactiva se hace a través de la llamada "pirámide legal" lo que permite particularizar los requisitos impuestos tanto como sea necesario.

La seguridad nuclear se basa en la aplicación de medidas técnicas, garantizándose la aplicación de las mismas a través de la implantación de procedimientos de control administrativo y legal.

Entre las medidas administrativas están la necesidad de autorización (lo que significa que será necesario estudiar previamente la seguridad de la instalación) y el control continuo de la misma durante su construcción y operación.

En España existe toda una estructura legal que exige, a quien quiera instalar y operar una instalación nuclear (central nuclear), la obtención de una serie de autorizaciones concernientes con: el emplazamiento, su construcción, las pruebas preoperacionales, su puesta en marcha provisional, las pruebas operacionales, la puesta en marcha definitiva y la clausura. Se exigen además otras autorizaciones complementarias, como las de almacenamiento de combustible, operaciones especiales, etc.

En cada autorización se fijan los límites y condiciones a que debe someterse la instalación para realizar las actividades autorizadas. En particular, en la autorización de puesta en marcha se establecen unas Especificaciones Técnicas de Funcionamiento que fijan las condiciones concretas para la seguridad de esa instalación.

También está administrativamente fijada la necesidad de someterse a un control continuo: de la seguridad, de cómo operar la instalación con personal individualmente autorizado, de informar de los incidentes ocurridos durante la operación, de llevar un registro de todas las actuaciones realizadas, etc.

El Consejo de Seguridad Nuclear complementa este control a través de su Inspección Residente en cada una de las centrales nucleares españolas y de sus actividades de inspección programadas para el resto de las instalaciones nucleares.

Por otro lado, todo este conjunto de medidas no sólo tiene como objetivo saber quién y cómo se construye una instalación nuclear, sino fundamentalmente, establecer todas aquellas medidas técnicas, o salvaguardias tecnológicas necesarias.

Para que se produzca un daño nuclear debe haber contacto directo entre la radiación y la persona que lo sufre. Tal contacto se evita interponiendo barreras físicas que impidan ese contacto directo.

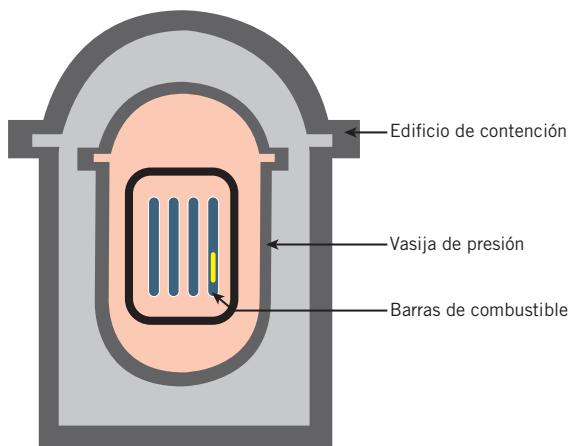
Se introduce así el concepto de barreras múltiples. En el caso concreto de una central nuclear se habla, en principio de las siguientes barreras:

- La vaina: es el tubo que contiene las pastillas de combustible nuclear, constituyendo su conjunto la varilla de combustible que suele ser de una aleación especial (generalmente zircaloy) y que retiene los productos radiactivos que se forman durante las reacciones de fisión.
- El circuito primario (barrera de presión). Es el circuito recorrido por el agua que atraviesa el núcleo del reactor. Se trata de un circuito cerrado cuya agua pasa, por el interior de unos tubos en forma de U invertida, de los generadores de vapor y periódicamente, a través de un sistema de purificación de la

misma. Todos los componentes del circuito primario: vasija, presionador, generador de vapor, tuberías, bombas y otros componentes del circuito primario se diseñan, fabrican, montan y vigilan con exigencias técnicas muy rigurosas.

- La contención. Como ya se ha dicho, la contención que contiene en su interior el circuito primario, está diseñada para prevenir el escape de material radiactivo al exterior en caso de accidente.

Algunos técnicos hablan de una barrera adicional constituida por la propia pastilla de combustible, la cual por su propia naturaleza de material cerámico retiene, a las temperaturas normales de funcionamiento del reactor, gran cantidad de los productos de fisión formados. Pero con una visión más cercana a la realidad se considera la pastilla sólo como una barrera parcial.



Se consideran tres barreras de seguridad: la vaina del combustible; la barrera de presión (del circuito primario) y la contención.

El Consejo de Seguridad Nuclear

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), es un organismo público independiente de la Administración Central del Estado, que tiene como misión proteger a los trabajadores, la población y el medio ambiente de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, supervisando que las instalaciones nucleares y radiactivas funcionen de forma segura, estableciendo las medidas de prevención y actuación frente a emergencias radiológicas, cualquiera que sean su origen.

Sus funciones son las de evaluación y control de la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas, en todas y en cada una de las etapas de su vida (diseño, construcción, pruebas, operación y clausura). Controla y vigila los niveles de radiactividad dentro y fuera de las instalaciones y vela por la protección radiológica de las personas y del medio ambiente. Sus informes son preceptivos y vinculantes en caso de ser negativos en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.



Sede del Consejo de Seguridad Nuclear

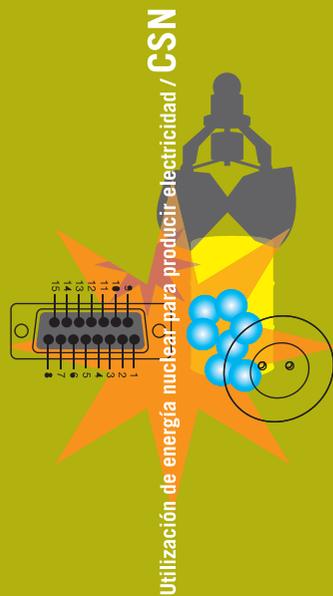
El Pleno del CSN, es un órgano colegiado, integrado por cinco miembros de reconocida solvencia técnica e independencia de criterio y juicio (presidente y cuatro consejeros), propuestos por el Gobierno y refrendados por el Congreso de los Diputados. Cuenta con una plantilla de más de 450 trabajadores, con un 62% de personal técnico de alta cualificación, especializado en seguridad nuclear y protección radiológica.

El CSN está capacitado para suspender la construcción o el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas por razones de seguridad. Concede licencias a las personas responsables de la operación en estas instalaciones, estudia la influencia de las mismas en el

medio ambiente y establece los límites y condiciones para su funcionamiento, de forma que éste no suponga un impacto radiológico inaceptable para las personas o el medio ambiente.

Informa anualmente de sus actuaciones al Congreso de los Diputados, al Senado y a los parlamentos de las comunidades autónomas en cuyo territorio están ubicadas las instalaciones nucleares y radiactivas, elaborando un Informe Anual que recibe una amplia difusión pública.

Mantiene informada a la opinión pública, siendo la transparencia uno de los objetivos básicos del Consejo para proporcionar información a la población sobre sus actividades.



Pedro Justo Dorado Dellmans, 11
28040 Madrid
tel.: 91 346 01 00
fax: 91 346 05 88
www.csn.es