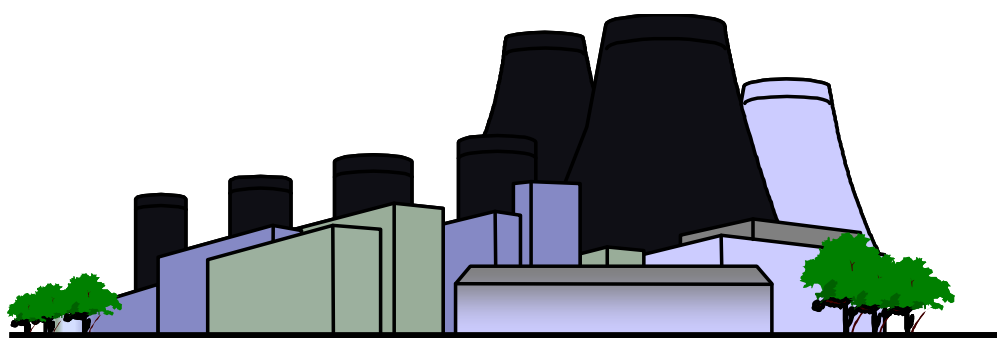


CURSO SOBRE FORMACIÓN GENERAL PARA ACTUACIÓN EN EMERGENCIAS NUCLEARES ONLINE

Unidad Didáctica

NOCIONES BÁSICAS SOBRE CENTRALES NUCLEARES, RADIATIVIDAD Y SUS RIESGOS



Escuela Nacional de Protección Civil.

Dirección General de Protección Civil y Emergencias

Autor: Valeriano Ortega Miravalles

PROPIEDAD INTELECTUAL:

Este material está protegido por la normativa de propiedad intelectual. En las actividades formativas o divulgativas en las que se utilice, se indicará de forma expresa el autor y el copyright (Dirección General de Protección Civil y Emergencias).

El Servicio de Documentación y divulgación de esta Dirección General deberá ser informado de cualquier tipo de comunicación o publicación de este material, debiendo obtener el permiso pertinente.

ÍNDICE GENERAL

A. PRESENTACIÓN DE LA UNIDAD DIDÁCTICA	3
A.1. INTRODUCCIÓN	3
A.2. OBJETIVOS	3
A.3. ORIENTACIONES PEDAGÓGICAS	4
B. CONTENIDOS	5
B.1 ÍNDICE DE CONTENIDOS	5
B.2 DESARROLLO DE CONTENIDOS	7
C. GLOSARIO	27
C.1 DEFINICIONES	27
C.2 SIGLAS Y ACRÓNIMOS	30
E. INFORMACIÓN COMPLEMENTARIA	30
E.1 BIBLIOGRAFÍA	31
E.2 ENLACES www	31

A. PRESENTACIÓN DE LA UNIDAD DIDÁCTICA

A.1. INTRODUCCIÓN



La preparación para la actuación en una hipotética emergencia exterior producida por una central nuclear hace aconsejable disponer de unos conocimientos básicos sobre estas instalaciones y la naturaleza del riesgo radiológico.

Para ello, esta Unidad Didáctica trata primero sobre las centrales nucleares, abordándolas sobre todo desde el punto de vista de la seguridad - riesgo, en tanto que de su operación surgen como subproductos grandes cantidades de elementos radiactivos.

Después, se trata el agente físico del riesgo, es decir la radiactividad, mediante el estudio de sus propiedades, riesgos de exposición a la radiación y la metrología asociada; así como, los fundamentos de la protección individual contra dichos riesgos.

A.2. OBJETIVOS

- Obtener unos conocimientos básicos sobre las centrales nucleares referidos sobre todo a la seguridad y riesgos de las mismas.
- Comprender la naturaleza del riesgo radiológico:
 - Analizando los aspectos más relevantes de la radiactividad.
 - Evaluando el riesgo mediante las magnitudes y unidades dosimétricas.
 - Diferenciando las diferentes vías o caminos de exposición.
 - Conociendo aspectos cualitativos y cuantitativos de los efectos a la salud.
- Conocer los aspectos básicos sobre la protección individual contra las radiaciones ionizantes para mejorar la comprensión posterior de las medidas de protección colectiva previstas en la planificación de emergencias.

A.3. ORIENTACIONES PEDAGÓGICAS

Se recomienda al alumno iniciar la Unidad Didáctica con una lectura razonada de su contenido y a continuación realizar la evaluación para someter a prueba algunos de los conocimientos adquiridos.

La primera parte es una descripción básica de las centrales nucleares. Una parte del alumnado posiblemente tendrá conocimientos profundos de este tipo de instalaciones procedentes de su ámbito operativo o de la cultura nuclear generada por la instalación en su entorno. Para el propósito aquí tratado, no interesa tanto el funcionamiento en sí de las instalaciones, sino los aspectos más directamente ligados a su seguridad.

La segunda parte aporta los conceptos sobre el riesgo derivado de un hipotético accidente nuclear. La correcta comprensión de estos capítulos no puede pasar por alto conceptos tan importantes como los de **dosis y tasa de dosis, riesgos de irradiación externa y de contaminación, aplicación de la protección radiológica a las emergencias y técnicas básicas de la protección radiológica**. Esta segunda parte incluye ejemplos numéricos para la adecuada comprensión de este riesgo en el que las decisiones deberían tener en cuenta cantidades medidas en unidades tan especiales como el bequerelio, sievert, etc.

Para el seguimiento de esta Unidad Didáctica, el alumno dispone del presente documento que incluye: el contenido, un glosario para definir o aclarar ciertos términos técnicos empleados en el texto y la información complementaria (bibliografía y enlaces www) que se ha considerado más relevante.

El alumno también contará con el apoyo del tutor al que se podrán dirigir consultas bien mediante el correo interno o bien a través del foro.

Además, el **foro** pretende fomentar la participación activa mediante el intercambio de ideas y experiencias con los participantes y con el tutor de la Unidad Didáctica.

Se aconseja y **se anima** al alumno a emplear los apoyos y herramientas indicados con el objeto de conseguir un aprovechamiento óptimo de la Unidad Didáctica.

B. CONTENIDOS



B.1 ÍNDICE DE CONTENIDOS

1. CENTRALES NUCLEARES	7
1.1 Generalidades y fisión nuclear	7
1.2 Funcionamiento del reactor nuclear	8
1.3 Constituyentes fundamentales	8
1.4 Reactores de agua ligera a presión	11
1.5 Reactores de agua ligera en ebullición	11
1.6 Centrales nucleares españolas	12
2. RADIATIVIDAD	13
2.1 Generalidades de la radiactividad	13
2.2 Decaimiento radiactivo	14
2.3 Actividad	14
2.4 Tipos de radiaciones	14
2.5 Radiactividad de las centrales nucleares	15
3. MAGNITUDES Y UNIDADES DOSIMÉTRICAS	17
3.1 Dosis absorbida, D	17
3.2 Dosis equivalente, H	17
3.3 Tasa de dosis equivalente	18
4. RIESGOS RADIOLÓGICOS	18
4.1 Irradiación externa	18
4.2 Contaminación radiactiva	19
4.3 Dosis individual total	21

5. EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES	21
6. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA	23
6.1 Generalidades	23
6.2 Protección radiológica de las prácticas y límites de dosis	24
6.3 Protección radiológica de las intervenciones	24
6.4 Técnicas básicas de protección radiológica	25

B.2 DESARROLLO DE CONTENIDOS

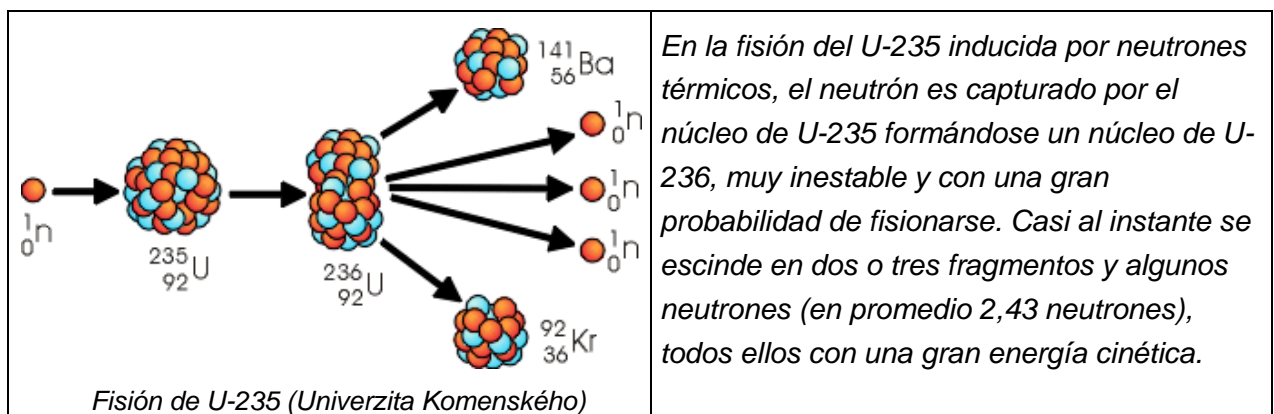


1. CENTRALES NUCLEARES

1.1 Generalidades y fisión nuclear

Una central nuclear (CN) es una instalación fija para la producción de energía eléctrica mediante un **reactor nuclear** en el que producirá una **reacción de fisión nuclear en cadena de forma controlada**. Lo más destacable de la fisión nuclear es lo siguiente:

- Una **gran liberación de energía**, una gran parte de la cual se degradará en calor.
- Los fragmentos de fisión son siempre radiactivos.
- Los neutrones liberados pueden provocar a su vez la fisión de otros núcleos y la liberación de más neutrones y así sucesivamente; esto es lo que se llama **reacción en cadena**. Cuando la reacción en cadena es capaz de automantenerse de modo estacionario, se dice que el sistema es crítico o que ha alcanzado la **críticidad**.



Una CN, al igual que una térmica clásica, es una máquina térmica que transforma la energía térmica liberada por la fisión nuclear en energía eléctrica. Para ello consta de las siguientes partes generales:

- **Sistema productor de vapor.**- Formado por el reactor en cuyo núcleo se desarrollan las reacciones de fisión y, en su caso, por los generadores de vapor donde se extrae el calor liberado en el núcleo y se produce el vapor.
- **Grupo turbo-alternador y condensador.**- El vapor llega a la turbina donde la energía calorífica se convierte en energía mecánica y finalmente en electricidad. En el condensador el vapor se licua y se recircula al sistema productor de vapor.

1.2 Funcionamiento del reactor nuclear

Para estado dado del reactor, la potencia producida es proporcional al ritmo de fisiones, y éste es proporcional al **número de neutrones** presentes en cada momento. Si éste es constante, se dice que el reactor está en **estado crítico**; si el número de neutrones aumenta, el reactor está **supercrítico**; en caso contrario, el reactor está **subcrítico**.

Toda variación de la potencia del reactor se traduce en una modificación de la temperatura del núcleo, que a su vez introducirá cambios en diversos parámetros que afectan a las variaciones del número de neutrones. Ello da lugar, en los diseños más implantados, a un proceso realimentado de forma negativa, que proporciona al sistema una capacidad de autorregulación, contribuyendo a su **seguridad intrínseca**.

El reactor nuclear debe funcionar durante todo el tiempo que separa dos recargas de combustible, sin embargo, durante el ciclo se pierde capacidad para producir la fisión. Por tanto, justo después de la recarga del combustible, el núcleo tiene un exceso de tal capacidad que en operación normal se compensa mediante **absorbentes neutrónicos**.

La potencia teórica de un reactor está limitada por la capacidad de su refrigerante para disipar el calor del núcleo. El combustible en sí puede proporcionar una potencia mucho mayor que si sobrepasa la capacidad del circuito de **refrigeración** fundiría los elementos combustibles. Precisamente, una gran parte de los sistemas de seguridad se diseñan para impedir que esto suceda, incluso durante breves períodos de tiempo.

En la parada de un reactor, el número de fisiones se hace despreciable en algunas decenas de segundos. Sin embargo, el reactor sigue produciendo calor debido al decaimiento radiactivo de los productos de fisión, es el llamado **calor residual**, que debe evacuarse, ya que de lo contrario podría incluso fundir el núcleo del reactor.

1.3 Constituyentes fundamentales

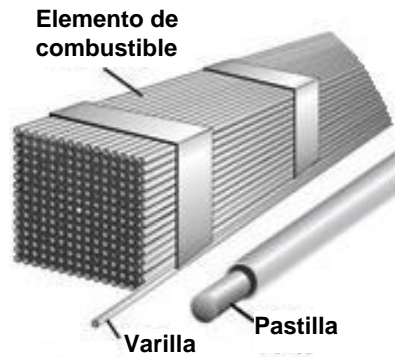
Combustible

Los reactores nucleares suelen emplear como combustible uranio con distintos enriquecimientos del isótopo U-235. Durante la operación del reactor, el intenso flujo neutrónico del núcleo transforma el combustible nuclear de la siguiente manera:

- Una gran parte del U-235 se fisiona, produciendo una gran variedad de fragmentos de fisión, todos ellos radiactivos y algunos de ellos buenos absorbentes neutrónicos.



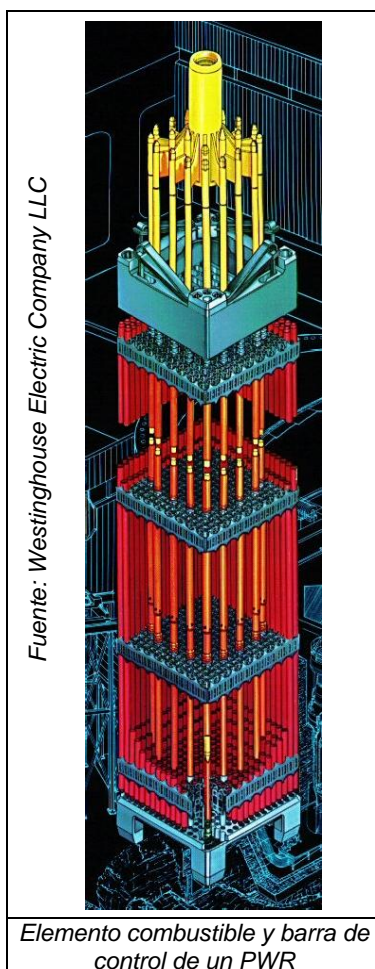
- Una parte del U-238 captura neutrones dando lugar a distintos elementos transuránicos (neptunio, plutonio, americio, etc.) también radiactivos. Algunos de éstos también son fisionables como el U-235, otros tienen una alta capacidad de absorción neutrónica.



En el caso más común, el de los reactores nucleares de agua ligera o “Light Water Reactors” (LWR), se utiliza como combustible U enriquecido en U-235 hasta valores del 5 %, en forma de pastillas encerradas en vainas o varillas herméticas para un confinamiento adecuado de los productos de fisión y los elementos transuránicos.

En los LWR la sustitución del combustible nuclear requiere la realización de paradas periódicas del reactor para renovar parte del combustible del núcleo, determinando ciclos de funcionamiento con una duración de entre 1 y 2 años.

Elementos de control



Los elementos de control sirven para mantener la reacción en cadena en un nivel dado y para pararla si se detecta una situación anormal. Pueden ser:

- **Barras de control** de material absorbente de neutrones, boro o cadmio, y que, con estructuras diferentes según el tipo de reactor, se introducen más o menos entre sus elementos combustibles.
- **Disolución de un absorbente neutrónico en el refrigerante**, conseguida mediante la inyección de boro.

Formalmente se distinguen **dos funciones: control y seguridad**. El control normal de la reacción en cadena se obtiene, según el tipo de reactor, introduciendo más o menos las barras de control o variando la concentración de boro en el refrigerante. La función de seguridad, utilizada para detener la reacción nuclear en caso de incidente, se aplica mediante la inserción rápida de las barras de control; o, de forma complementaria, mediante la inyección de boro en el refrigerante, que por sí sola también es capaz de detener la reacción en cadena.

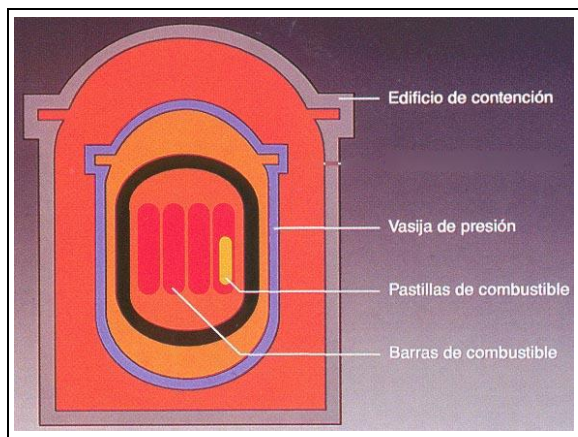
Moderador y refrigerante

La inmensa mayoría de los reactores nucleares necesitan incorporar un moderador, que debe ser un material ligero y poco absorbente de neutrones, cuyo fin es conseguir que los neutrones de fisión cedan energía lo más rápido posible obteniendo neutrones lentos, mucho más efectivos para producir nuevas fisiones. En los LWR se utiliza como moderador el isótopo más ligero del hidrógeno en forma de agua ligera, pero con el inconveniente de que tiene una capacidad de captura neutrónica relativamente alta que se compensa por la utilización de U enriquecido como combustible.

En los LWR el agua ligera sirve también como refrigerante que circula a presión, que debe ser soportada por la vasija del reactor, los cambiadores de calor y las tuberías asociadas.

Barreras de protección

La seguridad en la operación de las CN exige la utilización de un sistema de barreras múltiples para evitar el escape de los productos radiactivos al medio ambiente. Algunas de estas barreras también pueden actuar como blindajes eficaces contra las radiaciones.



Barreras de protección

- La primera barrera es la **vaina de combustible**, que encierra herméticamente las pastillas de uranio. Si bien, algunos autores señalan como primera barrera la propia pastilla, ya que su estructura retiene la mayor parte de los productos de fisión.
- La segunda barrera sería la formada por la **vasija del reactor**, o más estrictamente por el **circuito primario**, es la denominada **barrera de presión**. La vasija del reactor es un recipiente a presión cilíndrico de grandes dimensiones que alberga el núcleo del reactor y otros elementos y sistemas asociados al mismo.
- Por último, el **recinto de contención**, que encierra la vasija nuclear y otros componentes esenciales. Está diseñado para mantener su hermeticidad en las condiciones de accidente (temperaturas y presiones) resultantes del máximo accidente previsible. Existen distintos diseños según el tipo de reactor.

A continuación, se indican los dos tipos de centrales más implantados en el mundo y que además son los que hay actualmente en operación en España.

1.4 Reactores de agua ligera a presión

Los **reactores de agua a presión** o “**Pressurized Water Reactor**” (**PWR**) son los más numerosos en España y en el mundo. El núcleo del reactor está encerrado en una vasija, por la que se hace circular el agua con ayuda de las bombas de recirculación que la hacen pasar por el lado tubos de los generadores de vapor, y de esta forma, producir vapor en su lado secundario desde donde el vapor se envía hasta la turbina mediante el circuito secundario. En el circuito primario, el agua se mantiene a presión elevada, de unas 150 atmósferas, para impedir la ebullición y controlar mejor el sistema.

Al existir dos circuitos independientes, la posible contaminación procedente de roturas en las vainas del combustible quedaría confinada al circuito primario. El resto de la central es equivalente al de cualquier otra central térmica.

La vasija está rodeada de un blindaje contra las radiaciones, y todo el circuito primario se halla dentro del **recinto de contención**, con una estructura doble, metálica en el interior y de hormigón en el exterior. Todo ello para el caso improbable de que se rompa el circuito primario y se liberen los productos radiactivos contenidos en el núcleo y en el refrigerante.

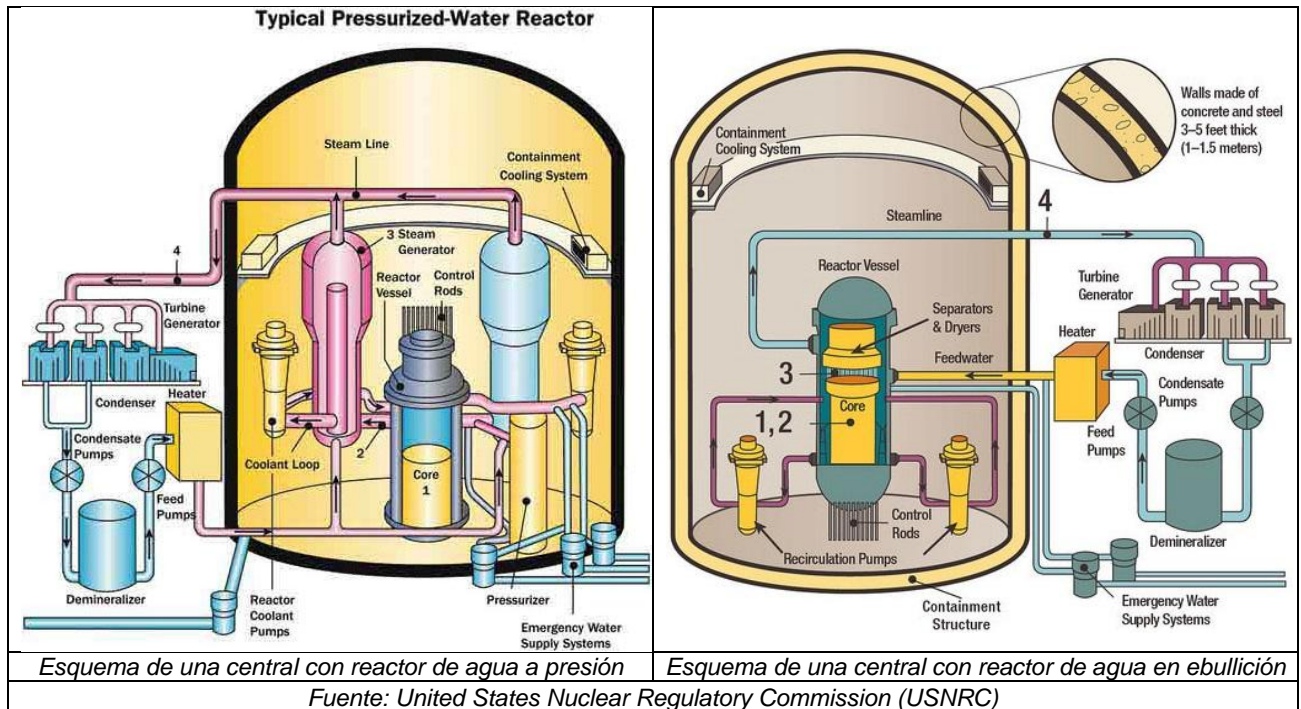
1.5 Reactores de agua ligera en ebullición

El **reactor de agua en ebullición** o “**Boiling Water Reactor**” (**BWR**) convencional es de ciclo directo. El circuito primario se mantiene a una presión de unas 70 atmósferas, permitiéndose la ebullición del agua en el propio reactor, donde se produce el vapor que va directamente a la turbina a través de las líneas de vapor principal.

Al ser una central de ciclo directo y a diferencia de los PWR, las zonas radiológicas se extienden a todas aquellas que albergan el ciclo agua-vapor, de forma que el edificio de turbinas también es una zona radiológica.

Los reactores BWR tienen una **doble contención**: la primaria o pozo seco y la secundaria o edificio del reactor. Al menos una de ellas es doble (metálica y de hormigón).

En los BWR, como en los PWR, existen sistemas auxiliares y de seguridad que tienen las misiones básicas análogas, pero diseños diferentes. Así, hay sistemas de: purificación del agua del reactor, protección del reactor, extracción del calor residual, suministro eléctrico de emergencia, edificio de contención con su sistema de aspersion, etc.



1.6 Centrales nucleares españolas

La tabla siguiente muestra algunos detalles de las CN españolas.

Nombre	Provincia	Estado / Potencia eléctrica actual	Tipo	Tecnología
José Cabrera	Guadalajara	En fase de desmantelamiento	PWR	Westinghouse
Santa María de Garoña	Burgos	En cese definitivo de explotación	BWR	General Electric
Vandellós I	Tarragona	Desmantelada a nivel 2	GCR	SFAC
Almaraz I	Cáceres	En operación / 1049,4 MW	PWR	Westinghouse
Ascó I	Tarragona	En operación / 1032,5 MW	PWR	Westinghouse
Almaraz II	Cáceres	En operación / 1044,5 MW	PWR	Westinghouse
Cofrentes	Valencia	En operación / 1092,0 MW	BWR	General Electric
Ascó II	Tarragona	En operación / 1027,2 MW	PWR	Westinghouse
Vandellós II	Tarragona	En operación / 1087,1 MW	PWR	Westinghouse
Trillo I	Guadalajara	En operación / 1066 MW	PWR	KWU

Todas las CN que están actualmente en explotación en España lo hacen con reactores de agua ligera. Las CN de **Almaraz (I y II)**, **Ascó (I y II)**, **Vandellós II** y **Trillo I** son del tipo PWR. La CN de **Cofrentes** es del tipo BWR.

La CN de **Vandellós I** está desmantelada desde 2003 a nivel 2 (reactor sellado y gran parte del emplazamiento recuperado) por un período de latencia de unos 25 años antes de su clausura completa. La CN de **José Cabrera** está en fase de desmantelamiento a cuyo final, previsto en 2020, se prevé la restauración completa del emplazamiento. La CN de **Santa María de Garoña** está en cese definitivo de explotación.

2. RADIATIVIDAD

2.1 Generalidades de la radiactividad

Símbolo genérico de un isótopo	
$\begin{matrix} A & & A \\ Z & X & \dots & Z & X & N \end{matrix}$	
<i>X: símbolo del elemento químico</i> <i>Z = n.º atómico, ... A = n.º másico, ... N = n.º de neutrones</i> $A = Z + N$	
Ejemplos concretos de isótopos del	
carbono:	${}^{12}_6\text{C}_6, {}^{13}_6\text{C}_7, {}^{14}_6\text{C}_8, \dots$
azufre:	${}^{32}_{16}\text{S}_{16}, {}^{33}_{16}\text{S}_{17}, {}^{34}_{16}\text{S}_{18}, \dots$
hierro:	${}^{56}_{26}\text{Fe}_{30}, {}^{57}_{26}\text{Fe}_{31}, {}^{58}_{26}\text{Fe}_{32}, \dots$
uranio:	${}^{235}_{92}\text{U}_{143}, {}^{238}_{92}\text{U}_{146}, \dots$

El átomo se compone de un núcleo central, donde están los protones y neutrones, y de una corteza formada por electrones. El átomo queda definido por el **número atómico** Z o número de protones, y por el **número másico** A = N+Z, donde N es el número de neutrones. Para cada elemento químico, es decir para cada Z, existen distintos **isótopos**, diferenciados por el número de neutrones y que se simbolizan de forma simplificada como **X-A**,

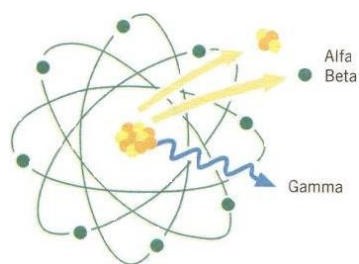
siendo X el símbolo del elemento químico. La figura adjunta muestra los símbolos más técnicos de los isótopos y algunos ejemplos.

La mayoría de isótopos naturales son estables, pero también hay isótopos cuyo núcleo es inestable dando lugar a la radiactividad, por lo cual se conocen como isótopos radiactivos, radioisótopos, radionúclidos o radionucleidos.



Ejemplos de isótopos estables: H-1, H-2, C-12, Co-59, I-127, Cs-133, Sn-120, Pb-207.

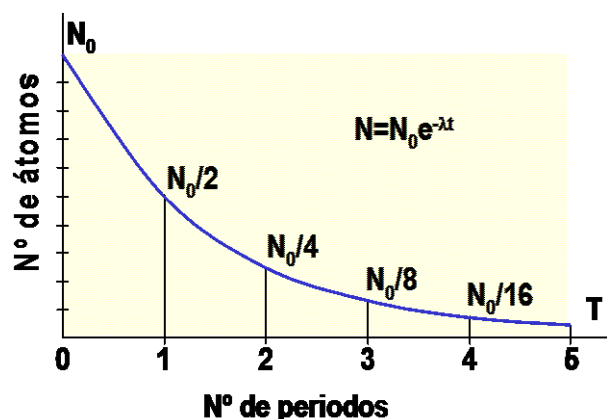
Ejemplos de isótopos inestables: H-3, C-14, Co-60, I-131, Cs-137, Ra-226, U-235, U-238.



Radiactividad es la propiedad que tienen los núcleos de algunos átomos de experimentar transformaciones espontáneas emitiendo radiaciones, es decir, energía en forma de ondas electromagnéticas o partículas subatómicas, que son de las llamadas radiaciones ionizantes por tener energía suficiente para producir iones en la materia a la que inciden.

Según su origen, la radiactividad puede ser **natural** o **artificial**; pero ambas son de la misma naturaleza, esto es, siguen las mismas leyes físicas. La natural proviene de isótopos radiactivos existentes en la naturaleza. La artificial procede de los numerosos radioisótopos generados bombardeando elementos estables con partículas energéticas producidas en un reactor nuclear, en un acelerador de partículas o emitidas por fuentes radiactivas. Tales elementos radiactivos aparecen en grandes cantidades, por ejemplo, como productos de fisión en los reactores nucleares.





2.2 Decaimiento radiactivo

Cuando los radioisótopos se desintegran transformándose en otros que pueden ser radiactivos o estables. La cantidad de isótopo radiactivo que no se desintegra disminuye exponencialmente con el tiempo, según se muestra en la figura adjunta.

La cuantificación de este decaimiento se puede simplificar haciendo uso del **período de semidesintegración**, $T_{1/2}$, o intervalo de tiempo en el que se desintegra la mitad del número de átomos presentes al principio. Su valor es característico de cada isótopo radiactivo y va desde fracciones muy pequeñas de segundos a millones de años. La tabla siguiente muestra algunos ejemplos.

Radioisótopo	$T_{1/2}$
U-238	$4,49 \cdot 10^9$ años
U-235	$7,04 \cdot 10^8$ años
Pu-239	$2,41 \cdot 10^4$ años
I-131	8,04 días
Cs-137	30,17 años
Sr-90	28,82 años

Radioisótopo	$T_{1/2}$
Ru-103	41 días
Co-60	5,27 años
H-3	12,26 años
Kr-85	10,73 años
Xe-133	5,27 días
N-16	7,11 s

2.3 Actividad

Como no existe forma práctica de medir el número de átomos en una muestra radiactiva, se define una nueva magnitud llamada **actividad**, A , que viene a ser el número de transiciones nucleares espontáneas en la unidad de tiempo. La actividad también decae exponencialmente en el tiempo.

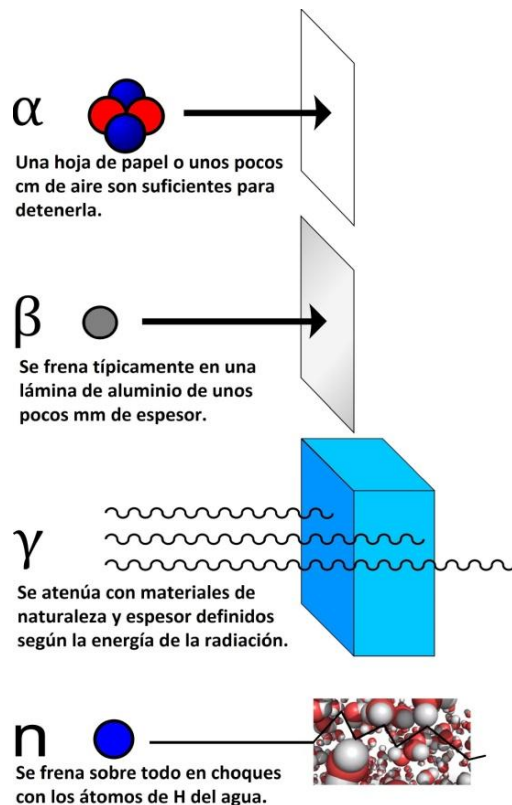
Su unidad en el Sistema Internacional (SI) es el **bequerelio**, **Bq**. Como esta unidad es una cantidad muy pequeña de actividad, se utilizan sus múltiplos o la unidad antigua, aún muy usada, que es el **curio**, **Ci**, siendo $1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq} = 37 \text{ GBq}$.

Kilo:	$1 \text{ kBq} = 1.000 \text{ Bq} = 10^3 \text{ Bq}$
Mega:	$1 \text{ MBq} = 1.000 \text{ kBq} = 1.000.000 \text{ Bq} = 10^6 \text{ Bq}$
Giga:	$1 \text{ GBq} = 1.000 \text{ MBq} = 1.000.000 \text{ kBq} = 10^9 \text{ Bq}$
Tera:	$1 \text{ TBq} = 1.000 \text{ GBq} = 1.000.000 \text{ MBq} = 10^9 \text{ kBq} = 10^{12} \text{ Bq}$
Peta:	$1 \text{ PBq} = 1.000 \text{ TBq} = 1.000.000 \text{ GBq} = 10^9 \text{ MBq} = 10^{12} \text{ kBq} = 10^{15} \text{ Bq}$

2.4 Tipos de radiaciones

La transformación del núcleo para alcanzar un estado estable puede dar lugar a la

emisión de distintos tipos de radiación, comúnmente la **alfa α** , **beta β** y **gamma γ** , aunque también puede tratarse de otras partículas subatómicas como los **neutrones n** . Generalmente, los núcleos producidos por la desintegración α o β de otro núcleo, tienen un exceso de energía que es liberada en forma de radiación γ .



Cada tipo de radiación se caracteriza por rangos muy diferentes en el poder de ionización y la capacidad de penetración, que a su vez también dependen del valor de su energía. La radiación α tiene un gran poder de ionización, pues interacciona mucho con la materia depositando toda su energía en un recorrido muy corto, de ahí que tenga una penetración muy pequeña. La radiación β tiene un poder de ionización menor y una mayor penetración. La radiación γ , que suele acompañar a las otras, tiene un poder de ionización menor debido a su menor interacción con la materia, y tiene una penetración muy superior a ellas. Los neutrones n también tienen una gran penetración debido a su poca interacción con la materia, su pérdida de energía es mayor cuando se produce por choques con los átomos de hidrógeno. La figura adjunta

muestra el poder de penetración de las radiaciones α , β , γ y n .



Las diferencias en el poder de ionización y la capacidad de penetración aportan a estas radiaciones unas características muy diferentes respecto a los riesgos de irradiación externa y contaminación, descritos más adelante, y que también dependerán de la posición relativa ocupada por los isótopos radiactivos.

2.5 Radiactividad de las centrales nucleares

Tipos de isótopos radiactivos de una central nuclear

Los radionucleidos en un reactor nuclear de fisión se pueden agrupar del siguiente modo:

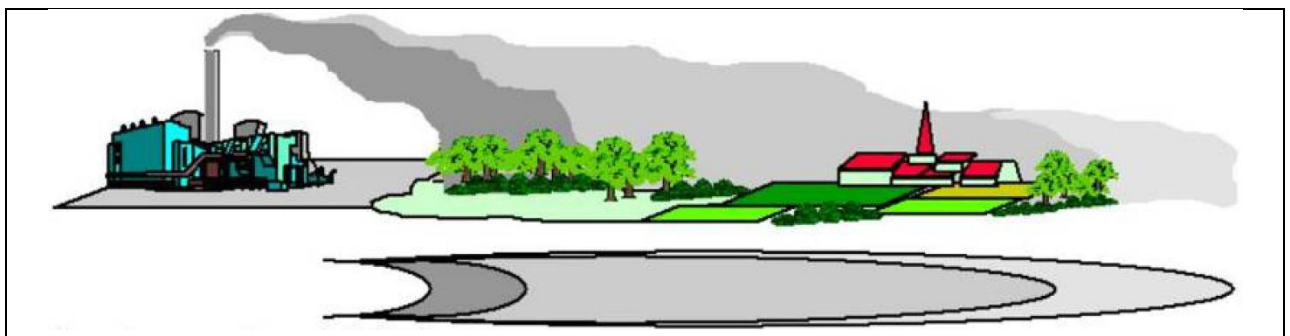
- **Elementos transuránidos.**- Se forman mayormente por las capturas neutrónicas en el U-238. Son, por ejemplo, el Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241, Am-243, Cm-242, Cm-244, etc. Son esencialmente emisores de radiación α - γ y tienen $T_{1/2}$ muy grandes. Estos elementos quedan normalmente retenidos en el propio combustible irradiado.

- **Productos de fisión.**- Son de naturaleza muy variable, esencialmente emisores β - γ , con T1/2 muy diferentes. Su mayor proporción queda retenida dentro de la vaina de combustible, sólo los más volátiles tienen cierto grado de difusión a través de la vaina, tanto mayor cuanto mayor es su deterioro. Algunos de los principales productos de fisión son: I-131, Xe-133, Cs-137, Sr-90, Ru-106, etc.
- **Productos de activación.**- Proceden de la acción de los neutrones sobre los materiales estructurales del reactor (vasija, vainas, etc.), el refrigerante y los productos de corrosión que arrastra, e incluso el aire próximo al núcleo del reactor. Una parte de los productos de activación quedan en las estructuras del reactor y otra parte pasa al circuito primario arrastrado por el refrigerante. Durante la operación normal de la CN, son la causa principal de la radiactividad de los residuos y efluentes de la central. Algunos de los principales productos de activación son: Co-60, Mn-54, Cr-51, etc.

Emisiones radiactivas de una central nuclear

En operación normal, una CN emite cantidades muy pequeñas de sustancias radiactivas en forma de aerosoles, líquidos y gases. Estas emisiones son controladas y autorizadas por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y se deben a la necesidad de renovar o purificar el refrigerante contaminado en su mayor parte con los productos de activación.

En caso de accidente con daño al núcleo, la radiactividad de las emisiones controladas o incontroladas se debería principalmente a los productos de fisión. Los productos de fisión que más contribuyen a la actividad de la nube radiactiva son: gases nobles, por ejemplo, el Kr-88 o el Xe-133; y radioyodos, por ejemplo, el I-131, debido a su volatilidad. En el caso de exposición a los depósitos del suelo, son importantes otros radionucleidos, como el Cs-137, Cs-134, Sr-90, Ru-106, etc.



Nube radiactiva en un accidente nuclear. Fuente: IRSN.

3. MAGNITUDES Y UNIDADES DOSIMÉTRICAS

3.1 Dosis absorbida, D

La dosis absorbida es la energía media impartida por cualquier tipo de radiación ionizante en la unidad de masa. Es una magnitud válida para todo tipo de radiaciones ionizantes y para cualquier tipo de material.

Su unidad en el SI es el **J/kg** (julio/kilogramo), cuyo nombre especial es el **gray, Gy**.

3.2 Dosis equivalente, H

El daño en el tejido biológico producido por la radiación no solo depende de la energía depositada por la radiación primaria en la masa del tejido, sino que también es función de la distribución microscópica de la energía absorbida; y ésta depende, a su vez, de la naturaleza y la energía de la radiación y de las características del tejido.

Para tener presente esto, se define la **dosis equivalente**, H_T , en un órgano o tejido T, como la suma de las dosis absorbidas en el órgano o tejido debidas a los diferentes tipos de radiación ponderadas mediante el factor de ponderación de la radiación, w_R . Por ejemplo, $w_R = 1$ para radiación γ y β , y $w_R = 20$ para radiación α .

Como los w_R son adimensionales, la dosis equivalente H_T tiene las mismas unidades que las dosis absorbidas. En el Sistema Internacional es el **J/kg**, si bien para la H_T se adopta el nombre de **sievert, Sv**, así que $1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg}$. Como 1 Sv es una dosis equivalente muy grande, se utilizan sus submúltiplos.

Mili:	1 mSv = 0,001 Sv = 10^{-3} Sv
Micro:	1 μSv = 0,001 mSv = 0,000001 Sv = 10^{-6} Sv

La necesidad de evaluar el riesgo no solo a los órganos, sino también al conjunto del organismo, motiva la definición de la **dosis efectiva**, E, como la suma de las dosis equivalentes H_T a los diferentes órganos T ponderadas por los correspondientes factores de ponderación tisular, w_T , que representan la proporción de riesgo que se debe al órgano T frente al riesgo total cuando el cuerpo se irradia uniformemente. Esta definición tiene en cuenta que el campo de radiación puede no ser uniforme sobre el cuerpo y que sus distintas partes tienen distinta susceptibilidad a la radiación.

La dosis efectiva, por ser suma de dosis equivalentes, es también una dosis equivalente, que se mide en Sv.





Las dosis equivalentes se emplean para **exposiciones en condiciones normales, es decir para dosis relativamente bajas**, que sólo pueden inducir efectos biológicos diferidos y de baja probabilidad. Formalmente, esas cantidades no pueden utilizarse para expresar las dosis elevadas que pueden causar efectos graves e inmediatos, para las cuales debería emplearse la dosis absorbida. Sin embargo, por motivos de simplificación, muchas veces sólo se emplean las dosis equivalentes.

Las dosis absorbida y equivalente no pueden medirse directamente, por lo que los equipos de medida se diseñan para medir unas **magnitudes operacionales** que son representativas de las dosis definidas.

3.3 Tasa de dosis equivalente

La tasa de dosis equivalente, \dot{H} , es la variación de la dosis equivalente en el tiempo. Se calcula como cociente de la dosis recibida entre el tiempo de exposición.

—

Se suele medir en **mSv/hora** o en **μSv/hora**. La tasa de dosis del fondo radiactivo natural también puede encontrarse expresada en nanoSv/hora (nSv/hora), siendo $1\text{nSv} = 10^{-9}\text{ Sv}$.



Permite conocer la dosis que recibirá una persona que permanece un tiempo dado en un campo de radiación de tasa de dosis conocida. Por ejemplo, la dosis recibida por una persona que permanece 35 minutos en un campo de radiación de $160\ \mu\text{Sv/hora}$, será

$$H = \dot{H} \cdot t = 160\ \mu\text{Sv/hora} \cdot 36\ \text{minutos} \cdot (1\ \text{hora}/60\ \text{minutos}) = 96\ \mu\text{Sv} = 0,096\ \text{mSv}$$

4. RIESGOS RADIOLÓGICOS

4.1 Irradiación externa

Irradiación externa es la exposición total o localizada a las radiaciones ionizantes procedentes de una fuente externa. El individuo sólo resulta irradiado mientras permanece en el campo de radiación de la fuente que se cuantifica por la tasa de dosis.



Por ejemplo, una tasa de dosis de $13\ \mu\text{Sv/hora}$ no supone en principio un peligro para la salud humana aunque sea unas cien veces mayor que un fondo radiactivo natural típico. Sin embargo, en la exposición debida solo a una irradiación externa de $13\ \mu\text{Sv/hora}$ de forma continua durante largos periodos de tiempo, se debería considerar, dependiendo de la situación, la aplicación de medidas como los traslados temporal o permanente de la población, pues la exposición durante un mes se acercaría al valor de $10\ \text{mSv}$.

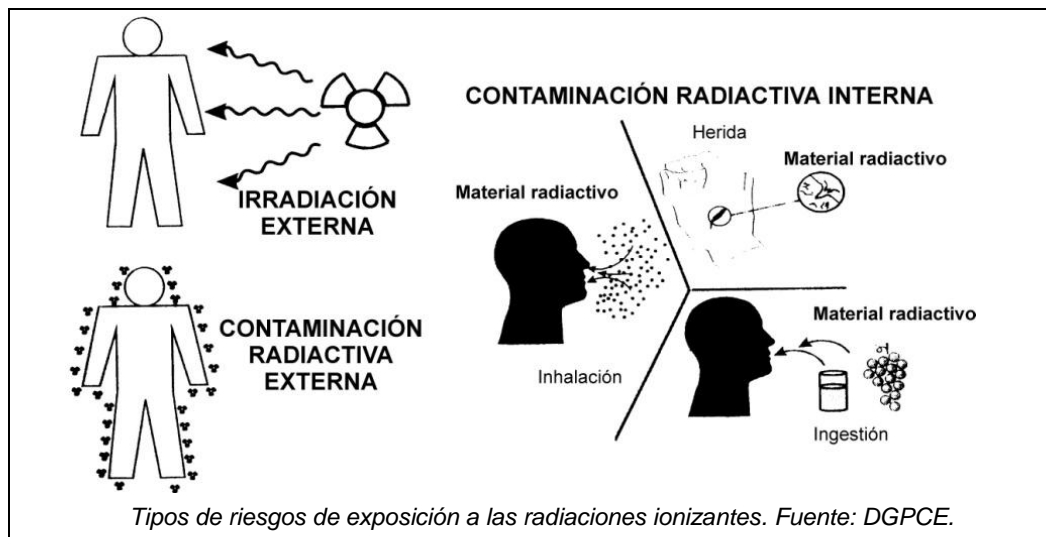


4.2 Contaminación radiactiva

Contaminación es la presencia indeseada de sustancias radiactivas en la superficie o en el interior del cuerpo. En este caso, el individuo se convierte en portador de los isótopos radiactivos y, por tanto, resulta irradiado mientras esté contaminado. Según la localización de las sustancias radiactivas, se puede distinguir entre:

- **Contaminación externa.**- Deposición en la superficie del cuerpo.
- **Contaminación interna.**- Incorporación en el interior del organismo.

Las vías de entrada de la contaminación interna son la **inhalación**, la **ingestión** y la **penetración a través de la piel** más o menos deteriorada.



La contaminación se mide en: **Bq/cm²** para la contaminación superficial, **Bq/m³** para contaminación en aire, **Bq/litro** o **Bq/kg** para contaminación de agua o alimentos, o simplemente **Bq** para la actividad incorporada en el organismo.

Contaminación interna

Cuando un radionucleido se incorpora al organismo, provoca un riesgo de irradiación a los diferentes órganos que dependerá: del radionucleido, de la vía de entrada al organismo, de las formas física y química del compuesto y de la reacción fisiológica del individuo.

Tras la penetración del radionucleido en el organismo, sigue una absorción más o menos rápida en la sangre a través de la que se realiza la **distribución en el organismo**. El metabolismo del radionucleido depende no de sus propiedades radiactivas, sino de las químicas. Existen radionucleidos que, por participar en los procesos bioquímicos de casi

todas las células, se distribuyen uniformemente por todo el cuerpo; por ejemplo, el H-3, el C-14, el Na-22, el K-40 y el Cs-137. Sin embargo, otros isótopos manifiestan una gran afinidad por la deposición en ciertos órganos; por ejemplo, el Sr-90, el Ca-45, el Ba-140, el Ra-226 y otros alcalinotérreos en los huesos, y los yodos en la glándula tiroidea.

El radionucleido incorporado experimentará un **proceso de desaparición** más o menos lenta del organismo. A ello contribuirán de forma variable la desintegración radiactiva según la ley física de decaimiento exponencial, y la eliminación biológica.

La **determinación de la actividad incorporada** puede hacerse con métodos basados en la vigilancia individual: medidas directas mediante contadores de radiactividad corporal, y medidas indirectas analizando excretas. También se pueden usar métodos basados en la vigilancia de área, midiendo la concentración de actividad en la vía de acceso.

A partir de la actividad incorporada y conociendo los coeficientes que relacionan la unidad de incorporación (Bq) y la unidad de dosis (Sv), se calculan las **dosis equivalentes comprometidas $H_T(\tau)$** a los diferentes órganos y tejidos, y finalmente la **dosis efectiva comprometida $E(\tau)$** . La unidad para estas dosis es también el Sv.



Se proponen varios ejemplos sobre niveles concretos de contaminación y su significado de acuerdo con la normativa y las prácticas de cálculo normalmente aplicadas.

1. Una superficie se considera contaminada cuando supera

- 0,4 Bq/cm² para emisores β , γ y α de baja toxicidad.
- 0,04 Bq/cm² para el resto de emisores α .

Si bien se permite el tránsito tanto de personas como de mercancías con niveles hasta 10 veces mayores por el impacto prácticamente nulo sobre la exposición de las personas.

2. La exposición de un niño de 10 años a una concentración de $1 \cdot 10^8$ Bq/m³ de Xe-133 durante 1 hora, supondría una dosis de aproximadamente 1 mSv de dosis efectiva a dicho niño por exposición externa.

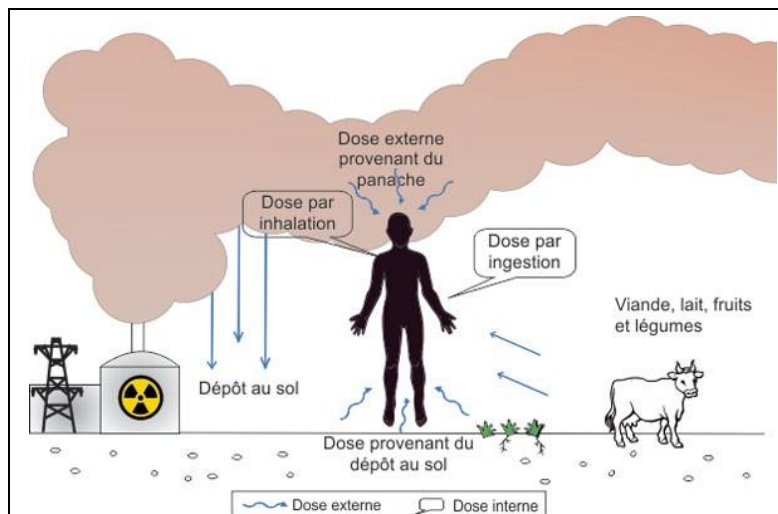
3. La inhalación de una concentración de $6 \cdot 10^5$ Bq/m³ de I-131 durante 1 hora por un niño de 1 año en actividades ligeras, supondría que la dosis efectiva recibida por dicho niño debida a la inhalación dentro de la nube radiactiva sería del orden de 10 mSv de dosis efectiva y 200 mSv de dosis equivalente al tiroides.

4. El valor máximo de contaminación fijado por la FAO/IAEA para considerar un alimento seguro para el consumo humano es

- 100 Bq/kg para Sr-90, Ru-106, I-129, I-131, U-235.
- 1000 Bq/kg para Co-60, Sr-89, Ru-103, Cs-134, Cs-137.

5. Un hombre patrón de 70 kg de peso tiene de forma natural unos $4,4 \cdot 10^3$ Bq de K-40 y $3,7 \cdot 10^3$ Bq de C-14 en su organismo. Si tal hombre incorpora, de Cs-137, unos $4 \cdot 10^6$ Bq vía ingestión o unos $5 \cdot 10^6$ Bq vía inhalación, la dosis recibida por esta causa sería de unos 50 mSv.

4.3 Dosis individual total



Dosis externa e interna. Fuente: Ministerio de la Salud de Canadá.

La dosis individual total será la suma de las dosis recibidas por todas las vías, es decir por irradiación externa y por contaminación.

$$E = E_{\text{externa}} + E_{\text{interna}}$$

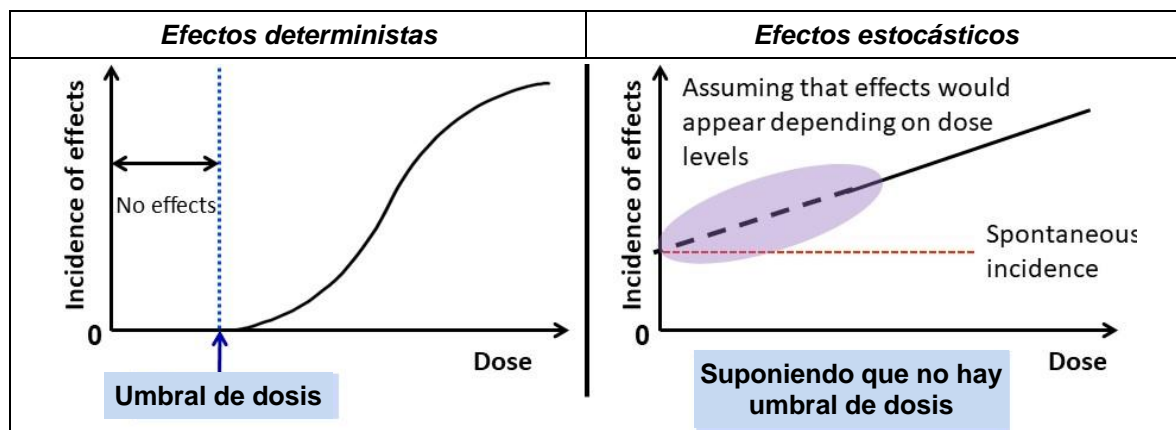
En un accidente nuclear, la dosis por irradiación externa procederá sobre todo de la exposición a la nube radiactiva y a los depósitos del suelo, mientras que la dosis

por exposición interna proviene básicamente de la inhalación y de la ingestión.

5. EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES

Las radiaciones ionizantes son capaces dañar o matar las células con el consiguiente daño a los tejidos, órganos o sistemas que forman. Se distinguen dos tipos de efectos:

- **Efectos estocásticos.**- Resultantes del daño en una sola célula, como el cáncer y los efectos hereditarios. La probabilidad de aparición de tales efectos, el número y tipo de los mismos, pero no su severidad, dependen de la dosis. Si las células afectadas son somáticas, los efectos se manifestarán en el propio individuo, si son germinales podrán manifestarse sobre la descendencia. Además, los daños estocásticos son latentes, manifestándose años o décadas después de la exposición. A efectos de protección radiológica, se supone que no tienen umbral de dosis, es decir, por muy baja que sea la dosis, existe cierta probabilidad para la aparición del daño.
- **Efectos deterministas.**- Efectos sobre la salud para los que generalmente hay un nivel de dosis umbral por encima del cual la severidad del efecto es mayor cuanto mayor es la dosis. Suelen ser efectos de aparición temprana. Se califica como efecto determinista severo si es fatal, pone en peligro la vida o causa lesiones permanentes que reducen la calidad de vida. También pueden llamarse reacciones tisulares.



Fuente: Ministerio de Medioambiente de Japón.



Las recomendaciones ICRP-103 (2007) distinguen entre los dos tipos de efectos mencionados, pero introduciendo la siguiente terminología: cáncer y mutaciones; y reacciones tisulares.

Para los efectos estocásticos, el riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes se evalúa cuantitativamente mediante el llamado **factor de riesgo**, m , que es el incremento en la probabilidad de que se produzca el efecto por la unidad de dosis.

$$m = \text{aumento probabilidad} / \text{dosis}$$

Las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) de 2007 recoge factores de riesgo algo inferiores, pero del mismo orden de magnitud que los estimados en las recomendaciones de la ICRP-60 (1990). Así y a efectos de protección radiológica para dosis bajas, sería apropiado seguir con un factor global de riesgo de $0,05 \text{ Sv}^{-1}$ (5%/Sv), en el cual están basadas las actuales normativas. Este valor se obtiene de la extrapolación de los efectos conocidos para dosis más altas aplicando los modelos que los estudios de la radiobiología han mostrado más apropiados.

La tabla siguiente resume las **consecuencias sanitarias** para distintos rangos de dosis derivadas de una **exposición accidental al cuerpo entero de una persona**.

Dosis	Efectos biológicos	Probabilidad de resultados en el seguimiento epidemiológico
En torno o menor que 10 mSv	Sin efectos agudos; riesgo extremadamente bajo de cáncer	Efectos probablemente no detectables, incluso si la población implicada es grande
Cerca de 100 mSv	Sin efectos agudos; riesgo de cáncer posterior de un 0,5%	Resultados posibles si la población expuesta es grande (mayor de 100.000 personas)

Dosis	Efectos biológicos	Probabilidad de resultados en el seguimiento epidemiológico
Cerca de 1 Gy de dosis aguda al cuerpo entero	Náusea, posibles vómitos; depresión suave de la médula ósea, riesgo de cáncer posterior de un 10%	Resultados probables para poblaciones mayores de unos pocos cientos de personas
Mayor que 1 Gy de dosis aguda al cuerpo entero	Náusea cierta, probable síndrome de la médula ósea; riesgo de cáncer posterior de un 10% / Gy	50% de letalidad a unos 4 Gy de dosis aguda a cuerpo entero sin tratamiento médico

6. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

6.1 Generalidades

La protección radiológica (PR) es una disciplina científica cuyo objetivo es la protección de los individuos y sus descendientes contra los riesgos derivados de la utilización de las radiaciones ionizantes. Se concreta en normas legales, métodos técnicos y medidas dirigidas a prevenir los efectos biológicos deterministas y limitar la probabilidad de los efectos biológicos estocásticos hasta valores considerados aceptables.

Las legislaciones y normas de PR tienen una elevada homogeneidad en la mayoría de los países por basarse en las recomendaciones de la ICRP y el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA o IAEA en inglés).

La PR distingue dos tipos de actividades que suponen la exposición a las radiaciones ionizantes: **prácticas** o actividades que aumentan la exposición global a la radiación; e **intervenciones** o actividades que pueden reducir la exposición global al incidir sobre sus causas, entre ellas están las **emergencias**. Los principios básicos de la protección radiológica para las prácticas e intervenciones son: **justificación** (no se autorizará ninguna actividad sin que produzca un beneficio neto); **optimización** (todas las exposiciones deben mantenerse tan bajas como sea razonablemente posible teniendo en cuenta factores sociales y económicos).

La exposición humana puede ser de tres tipos: **ocupacional**, es decir, la recibida en el lugar de trabajo y principalmente como consecuencia de éste; **médica**, principalmente la exposición de las personas en el marco de procesos diagnósticos o de tratamiento; y **del público**, que abarca todas las demás exposiciones.



La PR está regulada, de forma detallada para las prácticas y de forma genérica para las intervenciones, en el **Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes** (RPSRI), que traspone la **Directiva 96/29/Euratom** relativa a la protección sanitaria de la población y los trabajadores contra los peligros que resultan de las radiaciones ionizantes, basada a su vez en la publicación ICRP-60 (1990).

Entre otras, la Directiva 96/29/Euratom ha quedado derogada el 6 de febrero de 2018 por la **Directiva 2013/59/Euratom** por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, basada en las recomendaciones de la publicación ICRP-103 (2007).

6.2 Protección radiológica de las prácticas y límites de dosis

Las prácticas aplican adicionalmente el principio de **limitación de la dosis individual** por el cual las dosis recibidas por cualquier individuo no deben superar unos límites legales, lo que garantiza la protección incluso de los más expuestos.

El RPSRI distingue, entre trabajadores expuestos, personas en formación o estudiantes y miembros del público, estableciendo límites de dosis para todos ellos.

Los **límites de dosis efectiva aplicados a la exposición ocupacional** por exposición externa durante un período dado y a la dosis comprometida en 50 años (hasta 70 años para los niños) por incorporaciones durante ese mismo período serán los siguientes.

- Trabajadores expuestos: 100 mSv/5 años oficiales y 50 mSv/año oficial.
- Miembros del público: 1 mSv/año oficial o un valor más elevado en un único año oficial, autorizado por el CSN en circunstancias especiales siempre que el promedio durante cinco años oficiales consecutivos no sobrepase 1 mSv/año oficial.

Para la mujer embarazada y tan pronto como ésta comunique su estado al titular de la práctica, la protección del feto deberá ser comparable a la de los miembros del público.

6.3 Protección radiológica de las intervenciones

Para las intervenciones no son aplicables los límites de dosis. Los principios de justificación y optimización dan lugar a niveles de intervención, que orientan sobre la idoneidad de la intervención. Esto se concretará en otras unidades didácticas.





Las recomendaciones ICRP-103 (2007) básicamente vienen a consolidar el sistema de PR implantado en la ICRP-60, pero introducen numerosos matices y formulaciones diferentes.

Se definen tres tipos de **situaciones (planificadas, emergencias y existentes)** reforzando el principio de optimización y aplicándolo de modo similar en las tres situaciones mediante las “restricciones de dosis” para las situaciones planificadas y los “**niveles de referencia**” para las **situaciones de emergencia** y existentes.

Siguiendo la ICRP-103, la **Directiva 2013/59/Euratom** establece que:

- Sin perjuicio de los niveles de referencia para las dosis equivalentes, los **niveles de referencia para las exposiciones a la población** se establecerán en dosis efectivas en el rango de 20 a 100 mSv (aguda o anual) para situaciones de emergencia, y de 1 a 20 mSv/año para situaciones de exposición existentes.
- Las **exposiciones ocupacionales de emergencia** deben mantenerse, siempre que sea posible, por debajo de los límites de dosis para exposición ocupacional. Si esto no es factible: a) los niveles de referencia se fijarán en general en una dosis efectiva < 100 mSv; b) en situaciones excepcionales, y con el fin de salvar vidas, evitar efectos graves sobre la salud derivados de la radiación, o evitar el desarrollo de condiciones catastróficas, se podrá establecer un nivel de referencia para una dosis efectiva de radiación externa de los trabajadores de emergencia > 100 mSv, pero ≤ 500 mSv.

6.4 Técnicas básicas de protección radiológica

Las técnicas básicas de **protección contra la irradiación externa** son:

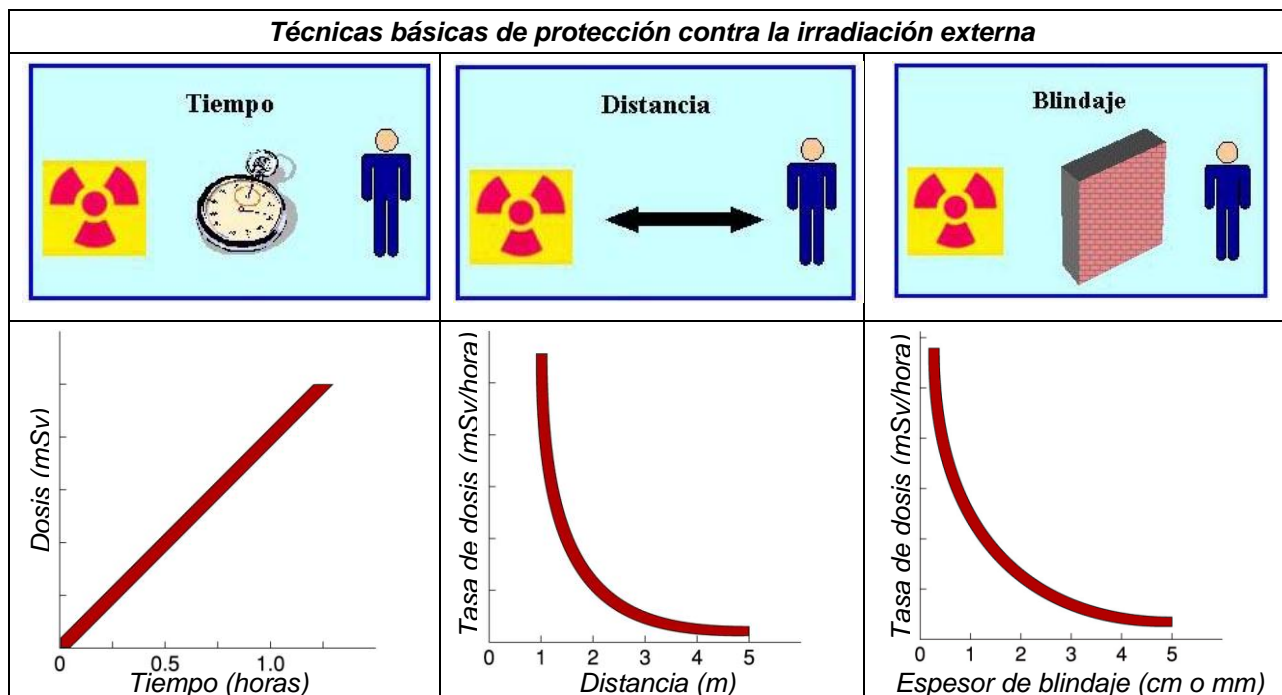
- **Reducir el tiempo.**- Si la tasa de dosis es constante en el tiempo, la dosis recibida es proporcional al tiempo de exposición. En cualquier caso, la dosis siempre se incrementa con el tiempo de exposición, luego es necesario reducir éste al mínimo para que la dosis sea también mínima.
- **Incrementar la distancia.**- Para una fuente de radiación pequeña, la tasa de dosis es de forma aproximada inversamente proporcional al cuadrado de la distancia. En otros casos, de fuentes mayores, la disminución con la distancia será algo menos acentuada.
- **Emplear blindaje.**- Si la protección proporcionada por la reducción de tiempo y el incremento de distancia no es suficiente, se emplea el blindaje.

La atenuación del campo de radiación depende del tipo y energía de la radiación y de la naturaleza y espesor del blindaje. Los materiales que más atenúan la radiación γ son los de número atómico y densidad elevados, como el plomo. También se consigue la misma atenuación con espesores mayores de otros materiales como el hormigón.

Los blindajes pueden ser estructurales o personales. Las técnicas de su diseño y aplicación están bien determinadas en la operación de las instalaciones nucleares y radiactivas. En la protección de la población en caso de emergencia nuclear, se puede tener en cuenta y analizar el factor de protección introducido por el tipo de construcción



que alberga a las personas frente a la radiación exterior producida por una hipotética liberación de material radiactivo.



Las medidas de **protección contra la contaminación** se pueden resumir así.

- Preventivas contra la contaminación
 - **Externa:** uso de vestuario de protección y respeto de las zonas de cambio y paso.
 - **Interna:** utilización de equipos respiratorios, prohibición de comer, beber o fumar y de trabajar con heridas abiertas en zonas con riesgo de contaminación.
- Correctivas contra la contaminación
 - **Externa:** lavado de la zona contaminada primero con agua y jabón neutros y después con reactivos químicos, y métodos que incrementan la sudoración.
 - **Interna:** lavado de heridas contaminadas, administración de agentes químicos que favorecen la eliminación de los contaminantes incorporados, y profilaxis radiológica (administración de yodo estable para saturar la glándula tiroides y evitar la deposición del yodo radiactivo en ella).



La aplicación de estas técnicas básicas de PR se encuentra muy desarrollada para la exposición ocupacional en las instalaciones nucleares y radiactivas. La protección de la población ante una hipotética emergencia nuclear puede ser un problema más complejo que requiere una preparación especial y cuyo desarrollo se trata en las siguientes unidades didácticas.



C. GLOSARIO

C.1 DEFINICIONES

Aerosol

Conjunto de partículas microscópicas, sólidas o líquidas, suspendidas en un gas. El tamaño de la materia particular será mayor que el de una molécula, pero lo suficientemente pequeño como para permanecer en suspensión en la atmósfera durante al menos unas horas.

Dosis absorbida en un órgano o tejido, D_T

Cociente entre la energía total comunicada a un órgano o tejido T y la masa de dicho órgano o tejido.

Dosis efectiva, E

Suma de las dosis equivalentes ponderadas en todos los tejidos y órganos del cuerpo que se especifican en el anexo II del RPSRI a causa de irradiaciones internas y externas. Se estima mediante la fórmula

$$E = \sum_T w_T H_T = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R}$$

donde, $D_{T,R}$ es la dosis absorbida promediada sobre el tejido u órgano T procedente de la radiación R; w_R es el factor de ponderación de la radiación, y w_T es el factor de ponderación tisular del tejido u órgano T.

Dosis efectiva comprometida, $E(\tau)$

Suma de las dosis equivalentes comprometidas en un tejido u órgano $H_T(\tau)$ como resultado de una incorporación, multiplicada cada una de ellas por el factor de ponderación tisular correspondiente w_T . Cuando no se indica el valor de τ , se sobreentiende un período de 50 años para adultos o un máximo de 70 años para niños.

Dosis equivalente, H_T

Dosis absorbida, en el tejido u órgano T, ponderada en función del tipo y la calidad de la radiación R. Viene dada por la fórmula

$$H_{T,R} = w_R D_{T,R}$$

siendo, $D_{T,R}$ la dosis absorbida promediada sobre el tejido u órgano T, procedente de la radiación R, y w_R el factor de ponderación de la radiación.

Cuando el campo de radiación se compone de tipos y energías con valores diferentes de



w_R la dosis equivalente total, H_T viene dada por la fórmula

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R}$$

Los valores apropiados para w_R se especifican en el anexo II del RPSRI.

Dosis equivalente comprometida, $H_T(\tau)$

Integral en el tiempo t de la tasa de dosis equivalente en un tejido u órgano T como resultado de una incorporación. La integral se extiende durante un período de τ años desde el momento de la incorporación. Cuando no se indica el valor de τ , se sobreentiende un período de 50 años para adultos o un máximo de 70 años para niños.

Elemento transuránico o transuránico

Elemento químico con número atómico mayor que el del uranio, $Z = 92$.

Enriquecimiento del uranio

Operación de aumentar la abundancia isotópica del U-235, que es el isótopo fisionable del uranio natural.

Gas noble

Elemento perteneciente al grupo 18 (8A) de la tabla periódica de elementos químicos, que se compone del helio He, neón Ne, argón Ar, kriptón Kr, xenón Xe y radón Rn. Todos ellos tienen propiedades muy similares; en condiciones normales, son gases monoatómicos, inodoros, incoloros y tienen una reactividad química muy baja.

Julio o joule

Unidad de energía del SI. Su símbolo es J.

Neutrón lento o térmico

Neutrón en equilibrio térmico con el medio en que se encuentra. Su energía cinética es menor de $1\text{eV} = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ J}$.

Miembro del público

Persona de la población, con excepción de los trabajadores expuestos, las personas en formación y los estudiantes durante sus horas de trabajo, así como la persona durante la exposición a que se refieren los párrafos a), b) y c) del apartado 4 del artículo 4 del RPSRI.

Nivel de referencia

En una situación de exposición de emergencia o existente el nivel de dosis efectiva o de



dosis equivalente, o de concentración de actividad por encima del cual se considera inapropiado permitir que se produzcan exposiciones como consecuencia de esa situación de exposición, aun cuando no se trate de un límite que no pueda rebasarse.

Persona en formación o estudiante

A los efectos del RPSRI, toda persona que, no siendo trabajador, recibe formación o instrucción en el seno o fuera de una empresa para ejercer un oficio o profesión, relacionado directa o indirectamente con actividades que pudieran implicar exposición a radiaciones ionizantes.

Reactor nuclear

Cualquier estructura que contenga combustibles nucleares dispuestos de tal modo que dentro de ella pueda tener lugar un proceso automantenido de fisión nuclear sin necesidad de una fuente adicional de neutrones.

Situación de exposición de emergencia

Situación de exposición debida a una emergencia o situación o suceso no habitual que implica una fuente de radiación y exige una intervención inmediata para mitigar las consecuencias adversas graves para la salud y seguridad humanas, la calidad de vida, los bienes o el medio ambiente, o un peligro que pudiera dar lugar a esas consecuencias adversas.

Situación de exposición existente

Situación de exposición que ya existe en el momento en que es necesario tomar una decisión sobre su control, y que no requiere o ya no requiere la toma de medidas urgentes.

Situación de exposición planificada

Situación de exposición que surge del uso planificado de una fuente de radiación o de una actividad humana que altera las vías de exposición, causando la exposición o exposición potencial de las personas o del medio ambiente. Las situaciones de exposición planificada pueden incluir tanto las exposiciones normales como las potenciales.

Trabajador expuesto

Persona sometida a una exposición a causa de su trabajo derivada de las prácticas a las que se refiere el RPSRI que pudieran entrañar dosis superiores a alguno de los límites de dosis para miembros del público.

C.2 SIGLAS Y ACRÓNIMOS

BWR: reactor de agua en ebullición, del inglés “Boiling Water Reactor”.

CN: central nuclear.

EURATOM: Comunidad Europea de la Energía Atómica.

IAEA: Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), del inglés “International Atomic Energy Agency”.

ICRP: Comisión Internacional de Protección Radiológica, del inglés “International Commission on Radiological Protection”.

CSN: Consejo de Seguridad Nuclear.

LWR: reactor nuclear de agua ligera, del inglés “Light Water Reactor”.

PR: protección radiológica.

PWR: reactor de agua a presión, del inglés “Pressurized Water Reactor”.

RPSRI: Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.

SI: Sistema Internacional de Unidades.

E. INFORMACIÓN COMPLEMENTARIA

E.1 BIBLIOGRAFÍA

Listado de libros, revistas ó materiales didácticos que pueden facilitar la comprensión del tema expuesto.

⇨. Publicaciones divulgativas de: empresas (Westinghouse, General Electric, Siemens y otras empresas del sector eléctrico y de servicios), organismos y agencias nacionales e internacionales (CSN, ENRESA, USNRC, Comisión Europea, IAEA, etc.)

⇨. Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, aprobado por el Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, (B.O.E. núm. 178 del jueves 26 de julio de 2001); y modificado por el Real Decreto 1439/2010, de 5 de noviembre, (B.O.E. núm. 279 del jueves 18 de noviembre de 2010).

⇨. Directiva 2013/59/Euratom del Consejo de 5 de diciembre de 2013 por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogan las Directivas 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom y 2003/122/Euratom. (D.O. n° L 13 de 17 de enero de 2014).

E.2 ENLACES **www**



Listado de enlaces de Internet recomendados.

☒ Dirección General de Protección Civil y Emergencias: <http://www.proteccioncivil.org/>

☒ Ministerio de Industria, Energía y Turismo. Dirección General de Política Energética y Minas: <https://energia.gob.es/Nuclear/Paginas/IndexEnergiaNuclear.aspx>

☒ Consejo de Seguridad Nuclear: <http://www.csn.es/>

☒ Organismo internacional de la energía Atómica: <http://www.iaea.org/>

☒ Foro de la Industria Nuclear Española: <http://www.foronuclear.org/>