Origen y gestión de residuos radiactivos

Ilustre Colegio Oficial de Físicos

Origen y gestión de residuos radiactivos

Ilustre Colegio Oficial de Físicos

Elaboración del texto original:

José Baró Casanovas, *Doctor en C.C. Físicas*
Gonzalo Echagüe Méndez de Vigo, *Licenciado en C.C. Físicas*
Elena González Sánchez, *Licenciada en C.C. Físicas*
Rafael Herranz Crespo, *Doctor en Medicina*
Sebastián Marcos López, *Licenciado en C.C. Físicas*
Modesto Martínez Daimiel, *Licenciado en C.C. Físicas*
Pilar Olivares Muñoz, *Doctora en C.C. Físicas*
María Cruz Paredes García, *Doctora en C.C. Físicas*
José Manuel Rodríguez Martín, *Licenciado en C.C. Físicas*

Asimismo se ha contado con la colaboración de la comisión de Residuos Radiactivos del Colegio Oficial de Físicos, integrada por:

José Manuel López Cozar, *Licenciado en C.C. de la Información*
Rosa González Gandal , *Licenciada en C.C. Físicas*
Javier Ocaña Olivares, *Licenciado en C.C. Físicas*
Mª Luz Tejeda Arroyo, *Licenciada en C.C. Físicas*
Concepción Toca Garrido, *Licenciada en C.C. Físicas*

Revisión y actualización:

Alberto Miguel Arruti, *Licenciado en C.C. Físicas*
Rafael Herranz Crespo, *Doctor en Medicina*
Jorge Lang-Lenton León, *Doctor Ingeniero Industrial*
Pilar López Franco, *Doctora en C.C. Físicas*
Silvia Rueda Sánchez, *Licenciada en C.C. Físicas*
Concepción Toca Garrido, *Licenciada en C.C. Físicas*
Alicia Torrego Giralda , *Licenciada en C.C. Físicas*
Alberto Virto Medina, *Licenciado en C.C. Físicas*

Coordinación:

Por el Ilustre Colegio Oficial de Físicos
Elena Carón Madroñero, *Licenciada en C.C. Biológicas*

Por la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.
Felisa García González, *Jefa de la Unidad de Soportes de la Comunicación*

La presente edición ha sido actualizada de acuerdo con los contenidos del Quinto Plan General de Residuos Radiactivos, aprobado por el Gobierno el 31 de julio de 1999.

3ª Edición, julio 2000
Edita: Ilustre Colegio Oficial de Físicos
Patrocina esta edición: **enresa**
Diseño y coordinación editorial: Transedit
Imprime: Grafistaff

ISBN: 84-87338-02-X
Depósito legal: M-32728-2000

Presentación

El Colegio Oficial de Físicos viene desempeñando desde hace diez años un doble papel. Por un lado actúa en defensa de los legítimos intereses de los colegiados, y por otra parte, traslada a la sociedad un mensaje objetivo, comprensible y didáctico, sobre aquellos problemas que preocupan al ciudadano y en donde los físicos y su entorno tienen un papel a desarrollar. En este sentido, hay que destacar la problemática de los residuos radiactivos.

El balance es contundente. Desde 1992, el Colegio Oficial de Físicos abordó el reto de organizar el Congreso Nacional del Medio Ambiente prestando especial atención a los residuos radiactivos y los aspectos asociados a éstos. En las cuatro ediciones celebradas hasta la fecha se ha tratado su problemática desde distintos puntos de vista, siempre bajo el prisma de la búsqueda de soluciones que favorezcan el consenso entre la sociedad científica y los demás agentes sociales.

En 1991 se publicó la primera edición del libro "Tratamiento y Gestión de los Residuos Radiactivos". El éxito fue grande y ya en 1995 se publicó la segunda edición de éste. El tiempo transcurrido, el cambio de legislación, así como la aprobación del V Plan General de Residuos Radiactivos, hacía necesario emprender la revisión de ésta publicación. A esta necesidad responde la publicación del libro que presentamos.

Desde el Colegio Oficial de Físicos queremos agradecer a los autores de esta y de anteriores ediciones, su esfuerzo y contribución, así como a ENRESA por su colaboración y participación en esta publicación.

Gonzalo Echagüe Méndez de Vigo
Presidente del Colegio Oficial de Físicos

Julio, 2000

this page blank

Índice

1. FÍSICA DE LAS RADIACIONES 1

1.1 Introducción 3
1.2 Estructura de la materia 3
1.3 Isótopos 4
1.4 Velocidad de desintegración 4
1.5 Radiaciones/Interacción con la materia 5
1.5.1 Radiación alfa (α) 5
1.5.2 Radiación beta negativa (β) 7
1.5.3 Radiación gamma (γ) 7
1.6 Magnitudes y unidades radiológicas 8

2. CAUSAS, EFECTOS Y RIESGOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES 13

2.1 Causas 15
2.1.1 Radiación natural 15
2.1.2 Radiación artificial 16
2.2 Efectos biológicos de las radiaciones 17
2.2.1 Introducción 17
2.2.2 Mecanismos de acción biológica de las radiaciones ionizantes 17
2.2.3 Clasificación de los efectos producidos por las radiaciones ionizantes 19
2.2.4 Respuesta sistémica a la radiación 21
2.2.5 Respuesta orgánica total a la radiación 24
2.3 Evaluación/cuantificación del riesgo de las radiaciones 24
2.3.1 Dosis máxima permisible 25

3. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA 29

3.1 Protección radiológica. Criterios generales 31
3.1.1 Introducción 31

3.1.2 Sistema de protección radiológica. Principios fundamentales . . 31
3.1.3 Límites de dosis anuales en personal profesionalmente expuesto y en miembros del público 32
3.2 Legislación y reglamentación. 33
3.2.1 Los comienzos de la legislación nuclear española 34
3.2.2 Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear 35
3.2.3 Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) 35
3.2.4 Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas 36
3.2.5 Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes 37
3.2.6 La Directiva 96/29/EURATOM 38
3.2.7 Real Decreto de Constitución de ENRESA 40

4. USO Y APLICACIONES DE LAS RADIACIONES IONIZANTES Y DE LAS REACCIONES NUCLEARES 43
4.1 Fabricación de radisótopos. 45
4.2 Las radiaciones ionizantes en medicina 46
4.2.1 Introducción 46
4.2.2 Radiodiagnóstico 47
4.2.3 Radioterapia 49
4.3 Aplicaciones de los radisótopos en la industria 57
4.3.1 Aplicaciones basadas en la acción de la materia sobre la radiación 58
4.3.2 Aplicaciones basadas en la acción de la radiación sobre la materia 59
4.3.3 Aplicaciones basadas en el empleo como trazadores 60
4.4 Aplicaciones de los radisótopos en la agricultura 61
4.4.1 Fertilidad del suelo, irrigación y productos agrícolas 61
4.4.2 Mutación inducida 61
4.4.3 Lucha contra los insectos 62
4.4.4 Zootecnia 63
4.4.5 Conservación de alimentos 63
4.5 Aplicaciones de los radisótopos en investigación 64
4.6 La fabricación de los elementos combustibles: primera parte del ciclo del combustible nuclear. 64
4.6.1 Combustibles nucleares 64
4.6.2 Ciclo del combustible nuclear. 65
4.6.3 Minerales de uranio. Prospección y minería 65
4.6.4 Yacimientos y recursos mundiales de uranio 66
4.6.5 Concepto de concentrado de uranio. Fabricación en España . . 68
4.6.6 Importancia del uranio enriquecido 69

4.6.7 Métodos de enriquecimiento isotópico 69
4.6.8 Suministro de enriquecimiento isotópico 70
4.6.9 Fabricación de elementos combustibles 71
4.7 Centrales nucleoeléctricas 73
4.7.1 La fisión nuclear 73
4.7.2 La reacción en cadena. 76
4.7.3 Centrales nucleares 77
4.7.4 Fusión nuclear 79
4.8 Instalaciones nucleares y radiactivas en España 82

5. ORIGEN Y CLASIFICACIÓN DE LOS RESIDUOS RADIACTIVOS 87
5.1 Introducción 89
5.2 Criterios de clasificación de los residuos radiactivos. 89
5.2.1 Estado físico 89
5.2.2 Tipo de radiación emitida 89
5.2.3 Período de semidesintegración 89
5.2.4 Actividad específica 90
5.2.5 Radiotoxicidad 90
5.3 Clasificación de los residuos radiactivos 91
5.4 Origen de los residuos radiactivos 91
5.4.1 Residuos del ciclo de producción de energía eléctrica 92
5.4.2 Residuos generados en la medicina, industria e investigación 97
5.4.3 Clausura de instalaciones nucleares y radiactivas 98
5.5 Producción de residuos en España 99
5.5.1 Situación actual 99
5.5.2 Previsiones de generación 99

6. GESTION DE RESIDUOS RADIACTIVOS 103
6.1 Introducción general 105
6.2 Generalidades 107
6.2.1 Sistemas de aislamiento de los residuos 107
6.2.2 Función de las barreras de aislamiento 108
6.2.3 Acondicionamiento de los residuos 110
6.2.4 Estrategia general de almacenamiento de residuos radiactivos: la situación en el mundo 113
6.2.5 Transporte de residuos 117
6.2.6 Aspectos económicos de la gestión de residuos en España . . 122
6.2.7 Costes de la Gestión de Residuos Radiactivos 123
6.3 Residuos de baja y media actividad. 128

6.3.1 Acondicionamiento de los residuos de baja y media actividad . . . 129
6.3.2 Sistemas de almacenamiento de residuos de baja y media actividad. Situación internacional. . . . 137
6.3.3 La gestión de los residuos de baja y media actividad. Situación en España . . . 139
6.4 El combustible gastado y los residuos de alta actividad . . . 143
6.4.1 Visión general de la gestión del combustible gastado y de los residuos de alta actividad . . . 143
6.4.2 Almacenamiento temporal del combustible gastado . . . 144
6.4.3 La opción de ciclo abierto . . . 150
6.4.4 La opción de ciclo cerrado . . . 152
6.4.5 La opción del ciclo cerrado avanzado . . . 156
6.4.6 Gestión definitiva del combustible gastado y de los residuos de alta actividad . . . 160
6.4.7 La gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad en España . . . 164
6.5 Desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas . . . 167
6.5.1 Desmantelamiento y clausura de instalaciones en España . . . 169

GLOSARIO DE TÉRMINOS . . . 181

BIBLIOGRAFÍA . . . 195

PÁGINAS WEB DE INTERÉS . . . 203

Capítulo 1

Física de las radiaciones

this page blank

1.1 Introducción

Es al final del siglo XIX y principios del XX cuando la ciencia se ve enriquecida por una serie de descubrimientos y cuando se abre un nuevo camino en el campo de las radiaciones.

En noviembre de 1895 Röentgen descubre los rayos X, radiaciones que presentan una serie de propiedades desconocidas hasta ese momento.

Hènri Becquerel en febrero de 1896, interesado en el descubrimiento de Röentgen, intenta averiguar si algunos materiales expuestos a la radiación solar son capaces de emitir rayos X. En el día del experimento la ausencia de sol hace que Becquerel guarde el mineral a ensayar en un cajón junto con unas placas fotográficas debidamente protegidas. Al día siguiente, las placas fotográficas estaban veladas como si hubiesen estado expuestas a radiación similar a los rayos X. Dicha radiación parecía obvio predecir que provenía del mineral. Se trataba de un mineral de uranio.

Este descubrimiento casual hace que se busquen nuevas sustancias capaces de emitir radiaciones como las descubiertas por Becquerel. Así el matrimonio Curie descubrió el *polonio* y el *radio* hacia el año 1898.

Esto le valió a Marie Curie el premio Nobel de Química en 1911, aunque anteriormente, en 1903 el matrimonio Curie ya había recibido el Nobel de Física por sus aportaciones al conocimiento de las radiaciones del uranio. En el discurso pronunciado por Pierre Curie, a la recogida de este Nobel dice:

"No es difícil concebir que en manos criminales el radio pueda ser muy peligroso", también se pregunta "sobre la utilidad del conocimiento sobre los secretos de la Naturaleza" para al final decir "Yo pienso que los nuevos descubrimientos acarrearán más beneficios que daños a la Humanidad".

El descubrimiento de estas radiaciones, de la radiactividad, marca el nacimiento de la energía atómica. La evolución de la energía atómica es impulsada por los sucesivos descubrimientos entre los que cabría destacar:

- La teoría de la relatividad de Albert Einstein (1905).
- El modelo atómico de Ernest Rutherford (1911).
- La radiactividad artificial por los esposos Joliot Curie (hija y yerno del matrimonio Curie. 1934).
- Fisión nuclear por Otto Hahn (1939).
- Primera reacción en cadena controlada por Enrico Fermi (1942).

1.2 Estructura de la materia

El átomo consta de un núcleo con carga positiva y un cierto número de partículas cargadas negativamente, los electrones, que forman la corteza. De esta manera el

átomo resulta eléctricamente neutro. El núcleo marca las propiedades físicas del átomo y la corteza las propiedades químicas. Los núcleos atómicos están a su vez constituidos por protones y neutrones, que genéricamente se llaman nucleones. Los protones poseen una carga eléctrica positiva, de igual magnitud que la carga de los electrones. A los protones se les identifica con el núcleo del hidrógeno. Los neutrones son algo más pesados que los protones y, como su propio nombre indica, se trata de partículas eléctricamente neutras, sin carga. A excepción del hidrógeno ordinario, todos los núcleos contienen además de protones, uno o más neutrones.

Para un elemento químico determinado el número de protones existentes en el núcleo, que es igual al número de cargas positivas que posee, recibe el nombre de *número atómico* del elemento (*Z*) y es el número de orden que dicho elemento ocupa en la tabla periódica. El número atómico es el carácter diferenciador de los distintos elementos químicos.

El número total de nucleones (protones y neutrones) existentes en el núcleo recibe el nombre de *número másico* (*A*). La diferencia entre el número másico y el número atómico, A-Z, nos da el número de neutrones contenidos en el núcleo atómico.

1.3 Isótopos

El número de electrones determina la naturaleza química de un elemento, y es igual al número de protones en un átomo eléctricamente neutro. El número atómico Z, es el *número de protones* existentes en el núcleo. Así pues átomos con igual número atómico, aunque difieran en número másico son, desde el punto de vista químico, idénticos pero presentan con frecuencia marcadas diferencias en sus características nucleares. Tales especies con idéntico número atómico y diferente número másico, reciben el nombre de *isótopos*, es decir, átomos con idénticas propiedades químicas pero con distinto índice de masa. Las especies isotópicas son, en general químicamente indistinguibles, pero poseen una masa atómica diferente.

Por ejemplo, el elemento químico hidrógeno (H), tiene un protón en su núcleo y un electrón en su corteza. Sin embargo, en algún caso, el mismo elemento químico H, tiene un núcleo compuesto de protón más un neutrón y una corteza con un electrón, en este caso lo conocemos como deuterio (^{2}H). También existe otro isótopo del hidrógeno constituido por un núcleo compuesto por un protón más dos neutrones y una corteza compuesta por un electrón, en este caso lo conocemos como Tritio (^{3}H), siendo un isótopo inestable (Figura 1.1.).

1.4 Velocidad de desintegración

Los nucleidos radiactivos se desintegran espontáneamente con una velocidad determinada y constante, que depende de la naturaleza del nucleido. El núcleo inestable emite una partícula (o radiación) característica, transformándose de este modo en un núcleo diferente, que también puede ser, o no, radiactivo.

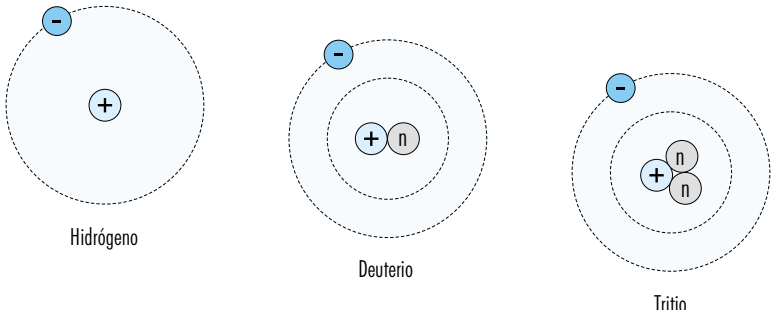


Figura 1.1. Átomos de Hidrógeno.

A medida que se va produciendo la desintegración, los átomos de un determinado radisótopo de una masa de sustancia radiactiva irán disminuyendo, llegando un momento en que su número se haya reducido a la mitad. A ese período de tiempo se le llama *período de semidesintegración* y al igual que la velocidad de desintegración es característico de cada nucleido. Los períodos de semidesintegración para las distintas sustancias radiactivas varían desde la millonésima de segundo hasta millones de años, un ejemplo, lo tenemos en las tablas 1.1. y 1.2.

1.5 Radiaciones/Interacción con la materia

Como ya se ha indicado, en el proceso de desintegración, el núcleo inestable emite partículas o fotones característicos. Esta emisión puede ser, según el grado de inestabilidad del nucleido, de diferentes tipos: radiación alfa (α), radiación beta (β) y radiación gamma (γ).

1.5.1 Radiación alfa (α)

Este tipo de radiaciones, de carácter corpuscular, se produce al desprenderse del núcleo dos protones y dos neutrones. Es una emisión de partículas cargadas positivamente, que son idénticas a los núcleos de helio.

Dado que las partículas alfa (α) son muy másicas, su capacidad de penetración en la materia es muy baja. Asimismo, por estar cargadas positivamente, hacen que en su interacción con otros átomos se desprendan gran número de electrones orbitales, con lo que producen una fuerte ionización y, por lo tanto, la pérdida de energía por unidad de longitud recorrida por la partícula α es grande. Su efecto biológico y peligrosidad a efectos de contaminación interna es alta.

Tabla 1.1
Disminución de la actividad con el tiempo

Elemento	Período	Número por el que hay que multiplicar la actividad para saber lo que queda después de:				
		1 día	1 semana	1 mes	3 meses	1 año
Tecnecio Tc-99	6 horas	0,063	0,000	0,000	0,000	0,000
Iodo						
I-131	8 días	0,917	0,545	0,074	0,000	0,000
I-125	60 días	0,989	0,922	0,707	0,353	0,015
Iridio Ir-192	74 días	0,991	0,937	0,755	0,442	0,033
Cobalto Co-60	5,3 años	1,000	1,000	1,000	0,968	0,877
Cesio Cs-137	30 años	1,000	1,000	1,000	1,000	0,977
Trítio H-3	12,3 años	1,000	1,000	1,000	1,000	0,945
Carbono C-14	5.600 años	su actividad se puede considerar constante incluso después de muchos años				

Cuando deben sumarse los tiempos indicados en la Tabla, la actividad resultante se obtiene multiplicando uno por otro los números correspondientes. Estos números NO SE SUMAN JAMAS. *Así, para saber la actividad que tendrían 5.000 Bq. de Iridio-192 al cabo de 4 meses, habría que multiplicar 0,442 (factor que corresponde a 3 meses) por 0,755 (factor de 1 mes). Ello daría 0,334 que, multiplicado por los 5.000 Bq, nos daría la actividad al cabo de los 4 meses (1.668 Bq).*

Tabla 1.2
Características de algunas especies radiactivas

Existentes en la naturaleza			Artificiales		
Especie	Tipo de emisión	Período	Especie	Tipo de emisión	Período
Torio-232	Alfa	$1{,}39 \times 10^{20}$ años	Torio-233	Beta	23,5 minutos
Uranio-238	Alfa	$4{,}51 \times 10^{8}$ años	Protactinio-233	Beta	27,4 días
Uranio-235	Alfa	$7{,}13 \times 10^{5}$ años	Uranio-233	Alfa	$1{,}62 \times 10^{6}$ años
			Uranio-239	Beta	23,5 minutos
			Neptunio-239	Beta	2,33 días
			Plutonio-239	Alfa	$2{,}44 \times 10^{4}$ años

1.5.2 Radiación beta negativa (β)

Radiación de naturaleza corpuscular, que se produce cuando el radionucleido emite un electrón tras convertirse un neutrón en un protón. Por tanto en una desintegración β, el núcleo resultante tiene un neutrón menos y un protón más que su progenitor, quedando pues inalterado su número másico.

La densidad de ionización producida por la radiación β es menor que la producida por la radiación α, dado que la primera posee una menor masa y mayor velocidad en su recorrido.

Por el contrario la penetración es mayor dado que el pequeño tamaño del electrón hace difícil la interacción con la materia.

Para hacernos una idea del alcance de penetración de las radiaciones α y β tenemos las tablas 1.3 y 1.4, en donde aparecen los alcances aproximados para diferentes energías.

1.5.3 Radiación gamma (γ)

Es una radiación de naturaleza electromagnética, es decir, de idéntica naturaleza que la luz visible, la ultravioleta, o los rayos X. Por tanto no posee carga.

Tabla 1.3
Períodos, Energía y alcance en el aire de las partículas alfa

Radioelemento	Período (año)	Energía (MeV)	Alcance en el aire (cm)
Torio-232	$1{,}39 \times 10^{20}$	4,0	2,5
Uranio-235	$7{,}13 \times 10^{8}$	4,4 y 4,6	2,9 y 3,1
Uranio-233	$1{,}62 \times 10^{5}$	4,8	3,3
Plutonio-239	$2{,}41 \times 10^{4}$	5,1	3,6

Tabla 1.4
Alcances aproximados de partículas beta en el aire

Energía (MeV)	Alcance en el aire (m)
0,1	0,11
0,5	1,5
1,0	3,7
2,0	8,5
3,0	13,0

Estas radiaciones se producen cuando un átomo en estado excitado se libera de energía para pasar a su estado fundamental. Esta liberación de energía se realiza emitiendo fotones que son las radiaciones.

Las radiaciones γ, a diferencia de las α y β, producen ionización indirecta que libera electrones de los átomos con los que interaccionan, ionizándolos. Esta ionización se produce por los efectos siguientes:

- Efecto fotoeléctrico. Un rayo de energía arranca un electrón de las capas internas del átomo y ese electrón produce otras radiaciones.
- Efecto Compton: Un fotón arranca un electrón cortical de las capas más externas y pierde toda su energía, teniendo al final otro fotón de menos energía que el inicial o un fotón disperso.
- Creación de pares: Un fotón de suficiente energía, en presencia de un núcleo, puede transformarse en un electrón y su correspondiente antipartícula, el positrón.
- El poder de penetración de estas radiaciones es grande, ya que únicamente son desviadas o neutralizadas por impacto con los electrones orbitales.

La figura 1.2. da una idea de la capacidad de penetración de las partículas alfa, beta y gamma.

1.6 Magnitudes y unidades radiológicas

En los últimos apartados se han visto los procesos en los cuales la radiación pierde energía al interaccionar con la materia. Dicha energía al ser absorbida o captada por

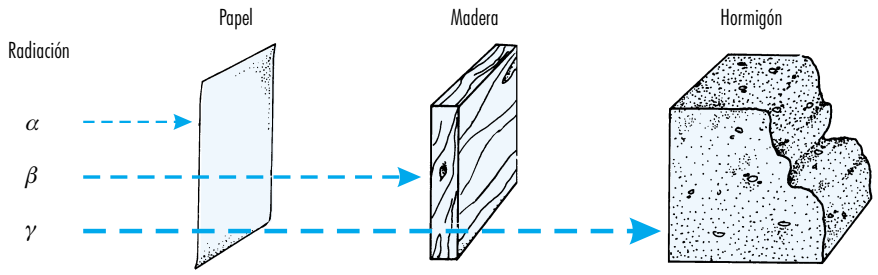


Figura 1.2. Capacidad de penetración de las partículas alfa, beta y de la emisión gamma.

los átomos con los cuales se produce la interacción puede originar en la materia una gran diversidad de efectos, tanto físicos, como químicos y biológicos.

Cantidades iguales de energía absorbida de diferentes variaciones pueden producir en un sistema efectos distintos, según la absorción se efectúe en un volumen muy reducido o en un volumen muy grande del mismo.

Para poder valorar la relación causa-efecto se definen las siguientes magnitudes:

- *Actividad*, de un radionucleido se define en un instante determinado y desde un estado de energía definido como el número de transiciones espontaneas, o lo que es lo mismo, la intensidad con la que se desintegra un material radiactivo y cuya unidad de medida en el sistema internacional es el becquerel (Bq). También se utiliza el curio (Ci) (1 Ci = 37 GBq);
- *Dosis absorbida*, que es la cantidad de energía absorbida por unidad de masa de material irradiado y su unidad de medida es el Gray (Gy);
- *Exposición*, que se emplea para medir la capacidad de la radiación para producir iones en el aire. Su unidad de medida es C/Kg (el Roentgen (R) es una magnitud que también mide la exposición, aunque actualmente ha caído en desuso).
- *Dosis efectiva*, que se emplea para representar el efecto de las radiaciones sobre el ser humano en su conjunto. Tiene en cuenta tanto el tipo de radiación de que se trata, como los órganos del cuerpo afectados. La unidad de

Tabla 1.5
Unidades radiológicas y equivalencias

Unidades radiológicas sistema internacional (SI)			
Magnitud y Símbolo	Nombre especial y símbolo (SI)	En otras unidades SI	Unidad especial antigua
Exposición (*X*)	—	C/Kg	Roëntgen (*R*)
Dosis Absorbida (*D*)	Gray (*Gy*)	J/Kg	rad (*rad*)
Dosis Efectiva (*H*)	Sievert (*Sv*)	J/Kg	rem (*rem*)
Actividad (*A*)	Becquerelio (*Bq*)	a^{-1}	Curio (*Ci*)
Equivalencias			
1 R = $2{,}58 \times 10^{-4}$ C/Kg		1 C/Kg = 3876 R	
1 rad = 1×10^{-2} Gy = 1 cGy		1Gy= 100 rad	
1 rem = 1×10^{-2} Sv= 1 cSv		1 Sv = 100 rem	
1 Ci = $3{,}7 \times 10^{10}$Bq= 37 GBq		1 Bq = $2{,}70 \times 10^{-11}$ Ci = 27 pCi	

Tabla 1.6
Correspondencia entre unidades de medida

Dosis				Actividad			
Unidad actual		Unidad antigua		Unidad actual		Unidad antigua	
Sievert Sv		Rem		Becquerel Bq		Curio Ci	
mrem rem	μSv mSv	mrem rem	μSv mSv	μCi mCi Ci	kBq Mbq GBq	μCi mCi Ci	Mbq Gbq TBq
0,01	0,1	8	80	0,1	3,7	30	1,11
0,02	0,2	9	90	0,2	7,4	40	1,48
0,025	0,25	10	100	0,25	9,25	50	1,85
0,03	0,3	12	120	0,3	11,1	60	2,22
0,04	0,4	15	150	0,4	14,8	70	2,59
0,05	0,5	20	200	0,5	18,5	80	2,96
0,1	1	25	250	1	37	90	3,33
0,2	2	30	300	2	74	100	3,7
0,25	2,5	40	400	2,5	92,5	125	4,625
0,3	3	50	500	3	111	150	5,55
0,4	4	60	600	4	148	200	7,4
0,5	5	70	700	5	185	250	9,25
1	10	80	800	6	222	300	11,1
2	20	90	900	7	259	400	14,8
2,5	25	100	1000	8	296	500	18,5
3	30	110	1100	9	333	600	22,2
4	40	115	1150	10	370	700	25,9
5	50	120	1200	12	444	750	27,75
6	60	125	1250	15	555	800	29,6
7	70	130	1300	20	740	1000	37

medida en el sistema internacional es el sievert (Sv), otra unidad de medida que tradicionalmente se ha utilizado es el rem (equivalencia: 1 rem = 10 mSv), aunque cada vez es menos habitual su uso.

La tabla 1.5 muestra, de manera resumida las unidades radiológicas y las equivalencias existentes entre ellas.

La tabla 1.6. muestra valores de correspondencia entre las unidades de medida.

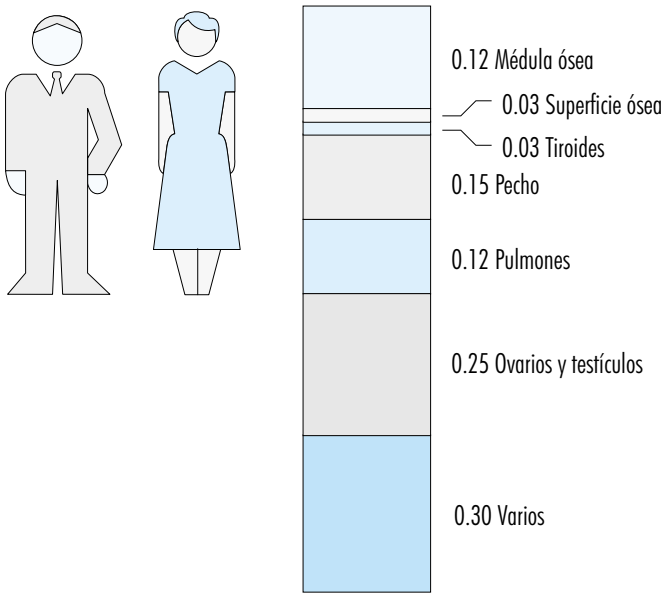


Figura 1.3. Factores de ponderación del riesgo para el cálculo de Dosis Efectiva.

this page blank

Capítulo 2

Causas, efectos y riesgos de las radiaciones ionizantes

this page blank

2.1 Causas

2.1.1 Radiación natural

El hombre ha estado siempre expuesto a fuentes naturales de radiaciones ionizantes: rayos cósmicos (de origen extraterrestre); materiales radiactivos que se hallan en la corteza terrestre, muchos de los cuales están incorporados a materiales de construcción, al aire y a los alimentos, e incluso sustancias radiactivas que se encuentran en el interior del organismo humano (potasio 40 (^{40}K), carbono 14 (^{14}C), etc.).

El Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) estima regularmente las dosis debidas a las fuentes naturales, y da un valor mundial medio de 2,4 mSv para un habitante adulto y repartido según muestra la figura 2.1.

A estas radiaciones se las denomina *radiación de fondo* o *radiación natural* y forman parte del medio ambiente.

La dosis debida a fuentes naturales es variable y depende de diversos factores como:

- La altura sobre el nivel del mar, ya que la radiación es retenida en parte por la atmósfera. La gente que vive en las grandes alturas recibe dosis mucho

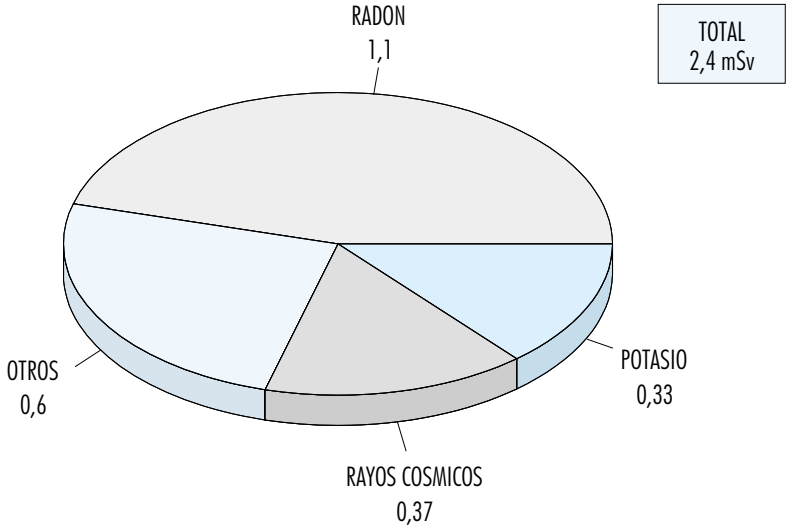


Figura 2.1. Dosis efectiva anual en la población en función del número de períodos (mSv debida a las fuentes naturales).

más elevadas de radiación externa y en algunos casos puede ser de hasta un 50% superior a la media.

- Contenido de material radiactivo en el suelo o materiales de construcción utilizados. Existen zonas, por ejemplo graníticas, cuyo contenido en material radiactivo es elevado y por tanto contribuyen a una mayor dosis en la población residente en ella.

- La evolución tecnológica modifica la exposición del hombre a las radiaciones. Por ejemplo en la combustión del carbón se liberan a la atmósfera trazas de material radiactivo natural, el uso de fertilizantes fosfatados aumenta la irradiación debido a los radionucleidos naturales que contienen, etc.

2.1.2 Radiación artificial

Además de la radiación de fondo natural, el hombre está expuesto a fuentes de radiaciones que él mismo ha creado: aplicaciones de radisótopos en medicina, industria e investigación, producción de energía eléctrica, ensayos nucleares realizados en la atmósfera y todos los materiales residuales que estas actividades comportan.

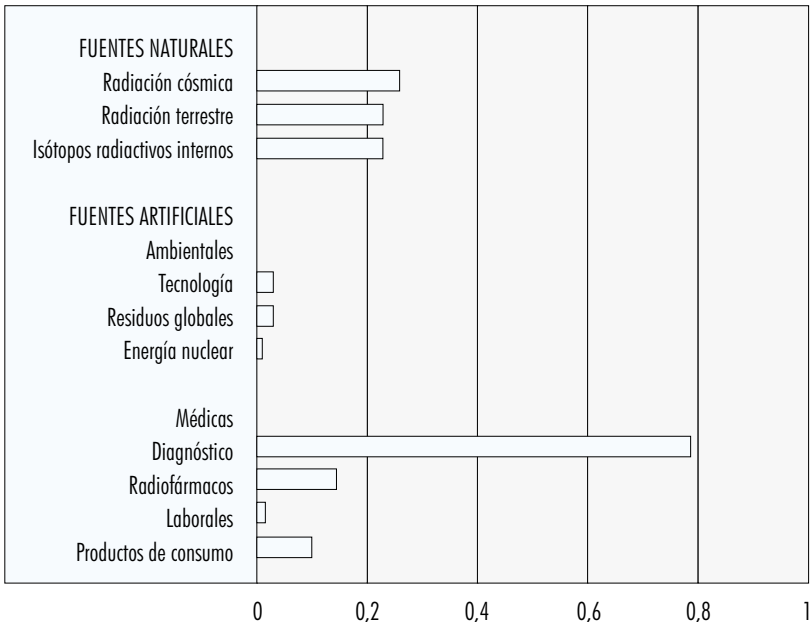


Figura 2.2. Dosis individual media en la población debida a distintas fuentes.

Estas fuentes de radiación provocan un aumento en la dosis a la que está sometida la población.

Las evaluaciones del UNSCEAR sobre las dosis individuales "per cápita" en la actualidad muestran que la mayor proporción la representan las radiaciones naturales y la utilización de los rayos X en el diagnóstico médico. (Figura 2.3). El conocimiento del incremento de radiación al ser humano procedente del uso médico de las radiaciones ionizantes, ha obligado a desarrollar leyes que garanticen la optimización de su uso, bajo estrictas medidas de protección radiológica, tanto para pacientes, como para profesionales y público en general. En el concepto de optimización se incluye no sólo la limitación de dosis al paciente y la protección de órganos críticos, sino también la posibilidad de uso de explotaciones alternativas con métodos no ionizantes.

La contribución debida a los efluentes evacuados y a los residuos radiactivos de baja y media actividad del ciclo del combustible nuclear, resulta despreciable e incluso mucho menor que las variaciones de las fuentes natural y médica (Figura 2.3).

La dosis colectiva que hipotéticamente recibirá la población en el futuro debido a un año de funcionamiento o realización de cada una de las actividades, que actualmente se desarrollan en el mundo, viene representada en la figura 2.4.

Los valores están representados en porcentajes de dosis y pueden ser comparados en tiempo con la dosis recibida debida a un año de exposición a las radiaciones naturales (la dosis que la población recibirá como consecuencia del accidente de Chernobyl equivale a 21 días de exposición al fondo natural, la debida a la generación de energía nucleoeléctrica a 20 horas de exposición al fondo natural, y así sucesivamente).

2.2 Efectos biológicos de las radiaciones

2.2.1 Introducción

Los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes sobre los seres vivos han sido conocidos y estudiados con gran detalle desde hace muchos años. Fueron observados por primera vez en 1896 en algunos de los primeros usuarios de los rayos X. Estos notaron una caída del cabello en aquéllas áreas que habían sido expuestas, la piel se volvió roja, y si recibía grandes cantidades de radiación se ulceraba. Además encontraron que a menudo se desarrollaba, años más tarde, cáncer de piel sobre las áreas que habían sido expuestas. Después del descubrimiento del radio en 1898, se observaron efectos similares producidos por la radiactividad concentrada.

2.2.2 Mecanismos de acción biológica de las radiaciones ionizantes

Para comprender el efecto biológico de las radiaciones ionizantes, se han invocado dos teorías que lejos de ser contradictorias, se complementan perfectamente.

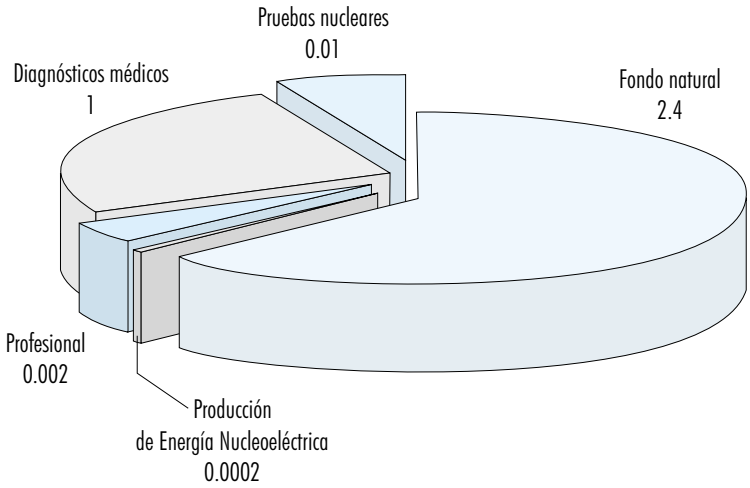


Figura 2.3. Dosis individual media en la población debida a distintas fuentes.

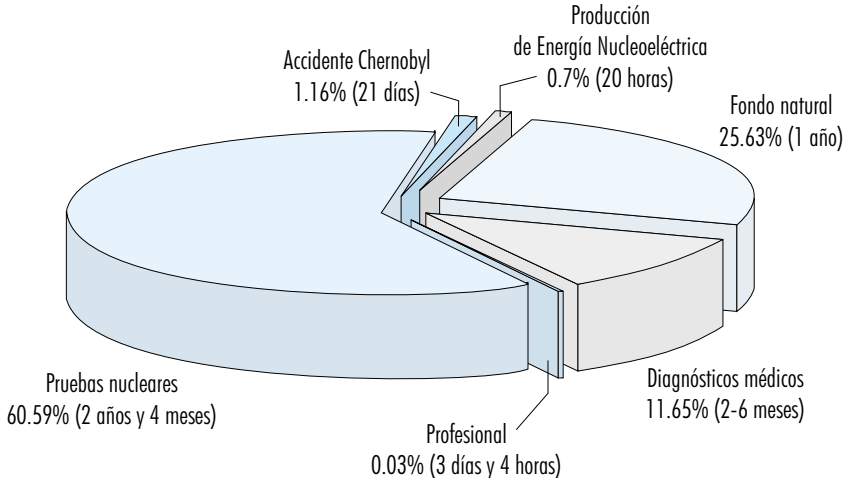


Figura 2.4. Dosis colectiva (%) y tiempo equivalente de exposición al fondo natural.

- *Teoría de Acción Directa o Teoría del Blanco.* Vincula el efecto biológico y la importancia del mismo con la responsabilidad biológica del blanco (diana) alcanzado y del número de dianas impactadas. Si tenemos en cuenta que en cualquier modelo biológico y, más concretamente, en las células humanas la posibilidad de reproducción de las mismas y el adecuado cumplimiento del código genético está vinculado al genoma, es decir, a los cromosomas del núcleo celular, o lo que es lo mismo a la integridad del ácido desoxirribonucleico (ADN), el daño celular será proporcional a la lesión inducida en el ADN.

  Si esta lesión es irreversible y por tanto no reparable, la consecuencia será la muerte reproductiva de la célula alcanzada. Si por el contrario la lesión radioinducida es reparada, tendremos un ADN capacitado para ir hacia mitosis sucesivas, pero con la posibilidad de transmitir alteraciones en la línea genética, mutaciones sumadas a las propias de la generación en la que le corresponda actuar como gen dominante.

  Esta teoría explica el efecto biológico que se produce en el momento y en el lugar de la cesión de energía con capacidad ionizante y los efectos tanto somáticos como genéticos.

- *Teoría de Acción Indirecta o Teoría de los Radicales libres.* Se complementa con la anterior, puesto que explica la serie de fenómenos biológicos que se producen incluso por fuera del momento y del lugar del depósito de energía ionizante.

  Es bien conocido el componente de volumen agua en las células del ser humano normalmente hidratado, estimado en un 70%. El efecto de la ionización en las moléculas de agua es lo que se conoce como "Radiolisis del agua". Se produce una ruptura del agua y liberación de los radicales que la componen, H y OH. Estos radicales adquieren una rápida tendencia a recombinarse pudiendo dar lugar a la formación de nuevas moléculas de agua o, lo que es más frecuente, a peróxidos de hidrógeno y agua oxigenada, ésta última de elevada toxicidad para el medio biológico donde se forma.

Se consigue, por tanto intoxicar el medio biológico, intra y extracelular, lo que complica la vida del mismo. Conjuntamente con la dificultad para la reproducción celular explicada por la teoría del blanco, porque ambos mecanismos de acción son complementarios.

2.2.3 Clasificación de los efectos producidos por las radiaciones ionizantes

Son muchas las posibles clasificaciones que se podrían realizar sobre los efectos de las radiaciones ionizantes. Sin embargo, nos vamos a referir aquí a aquella que más

frecuentemente se utiliza en protección radiológica y que hace referencia a la transmisión celular de los efectos y a su relación con la dosis.

En primer lugar, los efectos pueden clasificarse en:

- *Somáticos y genéticos*, en función de si son inducidos sobre las células de la línea somática o germinal. El daño somático se manifiesta durante la vida del individuo irradiado, mientras que los efectos genéticos son inducidos sobre su descendencia. Los efectos somáticos se dividen a su vez en inmediatos o tardíos, en función del tiempo transcurrido desde su irradiación.

A su vez y en función de la incidencia que tiene la radiación sobre los efectos éstos se clasifican en *estocásticos y no estocásticos*.

(La Comisión Internacional de Protección Radiológica, ICRP, publicación 26, 1977, define los efectos estocásticos como aquéllos para los cuales la probabilidad de que un efecto ocurra, más que su severidad, es función de la dosis, sin umbral; los efectos no estocásticos son aquéllos para los cuales la severidad del efecto varía con la dosis, siendo necesario un valor umbral).

Los efectos estocásticos están relacionados con la aparición de mutaciones cromosómicas, bien hereditarias y por tanto en células germinales (efectos estocásticos somáticos) o bien no hereditarias, como es el caso de la carcinogénesis.

Al igual que en la irradiación de células no germinales, las células germinales irradiadas pueden experimentar efectos no estocásticos (esterilidad); efectos que evidentemente no son hereditarios y por lo tanto no hemos de identificar los efectos producidos por la irradiación de las gónadas con los efectos genéticos.

En la tabla 2.1 se presenta un esquema aclaratorio de estos conceptos.

Siguiendo con la primera clasificación, podemos decir:

- Los efectos somáticos inmediatos aparecen en la persona irradiada en un margen de tiempo que va desde unos días hasta unas pocas semanas después de la exposición. Pueden manifestarse en un tejido concreto o sobre el cuerpo considerado como un todo, bajo un síndrome de denomi-

Tabla 2.1

	EF. ESTOCÁSTICO La gravedad no depende de la dosis. Se relaciona con mutaciones.	EF. NO ESTOCÁSTICO La gravedad depende de la dosis. Se relaciona con la letalidad.
EF. GENÉTICOS Hereditarios	Ej. Anormalidades Hereditarias	
EF. SOMÁTICOS No hereditarios	Ej. Carcinogenesis	Ej. Anemias, caída del cabello, esterilidad

nación específica (por ejemplo, síndrome hematológico, gastrointestinal, etc.), y su severidad varía considerablemente con la dosis, tipo de energía de la radiación, así como la parte del cuerpo irradiada. Para estos efectos somáticos inmediatos, se supone que existe en cierta medida, un proceso de recuperación celular como, por ejemplo, en el caso de la fibrosis pulmonar debida a una dosis excesiva de radiación o los eritemas de la piel.

- Los efectos somáticos tardíos son aquéllos que ocurren al azar dentro de una población de individuos irradiados. Son, por tanto, estocásticos, no siendo posible en ningún caso, establecer para ellos una relación dosis-efecto individual. La relación entre la inducción de una malignidad (leucemia, tumor, etc.) y la dosis, sólo podemos establecerla sobre grandes grupos de población irradiada, como un incremento en la probabilidad de que ocurra una enfermedad determinada por encima de su incidencia natural.

  Decimos que son tardíos cuando el efecto se manifiesta entre 10 y 40 años después de la exposición. Por ejemplo, es frecuente encontrar períodos de latencia de 20-26 años para cánceres inducidos por radiación y de 10-15 años en el caso de leucemias.

- Los efectos genéticos afectan a la descendencia. Pueden aparecer en la primera generación, en cuyo caso el daño se dice que es dominante. Más frecuentemente el efecto se manifiesta en individuos de las generaciones sucesivas (enfermedades hereditarias, defectos mentales, anormalidades del esqueleto, etc.). Son efectos estocásticos, puesto que dependen de la probabilidad de que una célula germinal con una mutación relevante, tome parte en la reproducción.

2.2.4 Respuesta sistémica a la radiación

A) Efectos no estocásticos

Al hablar de la respuesta sistémica a la radiación nos referimos a la respuesta de un sistema que dependerá de la respuesta de los órganos que lo constituya, de la de sus tejidos, así como de la respuesta de las poblaciones celulares de estos tejidos.

El orden de magnitud que se suele emplear al referirse a las diferentes dosis es:

dosis baja	→	*hasta 1 Gy*
dosis media	→	*entre 1 y 10 Gy*
dosis alta	→	*superior a 10 Gy*

suponiendo que estas dosis se reciban en un sólo órgano.

Los límites de dosis para personal profesionalmente expuesto y público en general están por debajo de estos órdenes de magnitud.

1. *Sensibilidad de los tejidos*. La respuesta de un tejido u órgano a una dosis de radiación depende primariamente de dos factores: la sensibilidad inherente

de las células, consideradas individualmente, y la cinética de la población, considerando al conjunto de sus células.

Desde 1906, es decir, sólo diez años después de los primeros datos respecto a fuentes de radiación rayos X y elementos radiactivos naturales, dos autores franceses, Bergonie y Tribondeau, emitieron sus enunciados respecto a las diferente radiosensibilidad de las células y tejidos vivos. De manera prácticamente exclusiva vinculan la rápida e intensa respuesta de los tejidos a la capacidad reproductora de las células que los componen, es decir, de forma directamente proporcional al índice de mitosis. Por otra parte ya era sabida la individualización, no sólo de cada tejido respecto a las mitosis presentes en el mismo (índice mitótico), sino también la situación individual de cada célula en el seno del tejido en diferente momento de su vida (asincronía celular). El efecto biológico dependerá por tanto, no sólo del elevado número de mitosis, sino también del momento de su ciclo vital en que se encuentre cada célula.

En el caso del ser humano podríamos poner dos ejemplos ilustrativos; uno en cada extremo, es decir, máxima frente a mínima radiosensibilidad. El tejido cuya reproducción es necesariamente elevada es aquel donde se encuentran los precursores de las células de la sangre. Es el tejido hematopoyético, presente en la médula ósea, considerado como el más radiosensible y el más crítico frente a la radiaciones. En el otro extremo, baja radiosensibilidad, se encuentra el tejido humano más especializado, con bajísima capacidad reproductiva y predominio de células adultas, maduras, es el tejido nervioso.

Otros factores influyen en la radiosensibilidad de los tejidos, unos dependientes de la propia radiación, como su capacidad de provocar ionizaciones en su trayecto (transferencia lineal de energía), y la distribución de dosis en el tiempo, serían las más importantes. Desde el punto de vista biológico se ha demostrado también la presencia de oxigeno en el medio irradiado con respuesta lineal y la capacidad de reparación de las lesiones radioinducidas.

2. *Descripción de las originales alteraciones sistémicas*

Sistema hematopoyético

Como consecuencia de la elevada radiosensibilidad de los precursores hematopoyéticos, dosis moderadas de radiaciones ionizantes pueden provocar una disminución proliferativa de las células, lo que se traduce al cabo de un corto período de tiempo en un descenso del número de células funcionales de la sangre. La pérdida de leucocitos conduce, tras la irradiación, a una disminución o falta de resistencia ante los procesos infecciosos. Por otra parte, la disminución del número de plaquetas indispensables para la coagulación sanguínea provoca una marcada tendencia a las hemorragias, que sumado a la falta de producción de nuevos elementos sanguíneos de la serie roja, puede provocar una grave anemia.

Sistema digestivo

El intestino delgado es la parte más radiosensible del tubo digestivo. Está constituido por un revestimiento formado por células que no se dividen, sino que se desescaman diariamente hacia la luz del tubo y son sustituidas por nuevas células. Al igual que ocurre en la médula ósea, en esta región existe un compartimento de células cepa, que se dividen activamente, y que tienen una elevada sensibilidad. La radiación puede llegar a inhibir la proliferación celular y, por tanto, el revestimiento puede quedar altamente lesionado, teniendo lugar una disminución o supresión de secreciones, pérdida de elevadas cantidades de líquidos y electrolitos.

Piel

Después de aplicar dosis de radiación moderadas o altas, se producen reacciones tales como inflamación, eritema y descamación seca o húmeda de la piel.

Testículo

Como consecuencia de la irradiación de los testículos se puede producir la despoblación de las espermatogonias, lo que se traduce en la disminución de nuevos espermatozoides, aunque la fertilidad puede mantenerse durante un período variable atribuible a los radiorresistentes espermatozoides maduros. A este período le sigue, finalmente, otro de esterilidad temporal o permanente según la dosis recibida.

Ovario

Después de irradiar los ovarios con dosis moderadas, existe un período de fertilidad debido a los relativamente radiorresistentes folículos maduros, que pueden liberar un óvulo. A este período fértil le puede seguir otro de esterilidad temporal o permanente, como consecuencia de las lesiones en los folículos intermedios al impedirse la maduración y expulsión del óvulo. Posteriormente, puede existir un nuevo período de fertilidad como consecuencia de la maduración de los óvulos, que se encuentran en los folículos pequeños y radiorresistentes.

Las dosis necesarias para producir esterilización varían en función de la edad, dado que a medida que se aproxima la edad de la menopausia el número de oocitos primarios disminuye y, por tanto, la dosis esterilizante es más baja.

B) Efectos estocásticos

La mayor parte de los efectos tardíos se producen como consecuencia de la alteración del material genético de aquellas células que sobreviven a la radiación, exceptuando las distintas etapas de afectación de órganos, tales como fibrosis o ulceraciones, que se pueden presentar tardíamente y que son efectos no estocásticos.

Para este tipo de efectos no puede hablarse de una dosis umbral, dado que bastaría una interacción, simbólicamente hablando, para que se produjeran.

Otra característica, es que al aumentar la dosis aumente la probabilidad de que tengan lugar estos efectos, aunque no la de que sean más graves.

Ocasionalmente, por alguna razón desconocida, los genes y el ADN cambian espontáneamente, produciendo lo que se denominan mutaciones espontáneas, que se caracterizan por ser permanentes y por mantenerse en las sucesivas generaciones de células formadas a partir de la división de una célula mutada. Si las células mutadas son células germinales, existe la posibilidad de que la descendencia del individuo irradiado exprese los efectos originados por la mutación; por el contrario si las células mutadas no son células germinales tan sólo en el individuo irradiado existe la posibilidad de que se manifiesten los efectos. De acuerdo con estos criterios podemos hacer una clasificación de los efectos estocásticos en los siguientes puntos:

1. Somáticos: Afectan a la salud del individuo, que ha recibido la irradiación.
2. Genéticos: Afectan a la salud de los descendientes del individuo irradiado.

2.2.5 Respuesta orgánica total a la radiación

La respuesta orgánica total viene determinada por la respuesta combinada de todos los sistemas orgánicos a la radiación. La respuesta de un organismo adulto a una exposición aguda (en un tiempo corto, del orden de minutos), de radiación penetrante (rayos X, gamma o neutrones), que provenga de una fuente externa y que afecte a todo el organismo, se conoce como *síndrome de irradiación*.

La respuesta que se presenta a una dosis de irradiación corporal y total se puede dividir en tres etapas:

- *Prodrómica*. Se caracteriza por náuseas, vómitos y diarreas. Puede durar desde algunos minutos hasta varias horas.
- *Latente*. Ausencia de síntomas. Varía desde minutos hasta semanas.
- *De enfermedad manifiesta*. Aparecen los síntomas concretos de los sistemas lesionados. El individuo se recupera o muere como consecuencia de las radiolesiones. Varía desde minutos hasta semanas.

2.3 Evaluación/cuantificación del riesgo de las radiaciones

La evaluación del riesgo de las radiaciones se basa, por una parte, en la posibilidad de sufrir los efectos mencionados anteriormente, y en ese caso la severidad de éstos, es decir: efectos somáticos no estocásticos, efectos somáticos estocásticos y efectos genéticos, y por otra parte, en los beneficios que puede reportar para la salud la aplicación de estas radiaciones.

Varios organismos internacionales publican los resultados de los estudios llevados a cabo en este sentido sobre amplios grupos de población. Entre ellos figuran la ICRP (Publicación 26) y el UNSCEAR (fuentes y efectos de las radiaciones ionizantes). La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) establece que las estima-

ciones de riesgo asumidas, lo son únicamente con fines de protección y están ajustadas de forma tal que sean aplicables en la región de bajas dosis. Sus valores están en buen acuerdo con aquellos publicados por el UNSCEAR. En las tablas 2.2, 2.3 y 2.4 se expone un resumen de estos resultados.

2.3.1 Dosis máxima permisible

De lo visto hasta ahora se puede sacar en conclusión que es muy difícil establecer una cantidad de radiación que sea segura para el público en general. Teniendo en

Tabla 2.2
Efectos somáticos no estocásticos

Órgano o tejido	Tipo de daño	ICRP (Pub.26)	UNSCEAR 1977
Piel	Lesiones cosméticas	Estas lesiones no se producen para dosis menores de 50 rads/año	——
Médula ósea	Aplasia medular	Se cree que no se produce este efecto para dosis menores de 50 rads/año	——
Ovario	Esterilidad	Variable con la edad, pero permanente por encima de 300 rads	——
Testículos	Esterilidad	Temporal a 25 rads pero permanente a 250 rads	——
Lente	Cataratas	Se cree que no se produce este efecto para dosis menores a 30 rads/año. (En 1980 se redujo esta cifra a 15 rads/año)	——

Tabla 2.3
Efectos somáticos estocásticos

Órgano o tejido	Tipo de daño	ICRP (Pub.26)	UNSCEAR 1977
Médula ósea	Inducción de leucemia	20	15-25
Hueso	Inducción de tumor	5	2-5
Tiroides	Inducción de tumor	5	5-15
Mama	Inducción de tumor	$25/10^6$ hombres y mujeres	$10\text{-}60/10^6$ mujeres
Pulmón	Inducción de tumor	20	50
Embrión y feto	Inducción de leucemia y tumores	La susceptibilidad para la inducción de anormalidades es mucho más elevada durante los primeros meses de embarazo	$200/250/10^6$ niños nacidos vivos
Otros tejidos (piel, estómago, hígado, etc.)		50 casos como máximo	25/50

Tabla 2.4
Efectos genéticos

Órgano o tejido	Tipo de daño	ICRP (Pub.26)	UNSCEAR 1977
Gónadas masculinas y femeninas	Enfermedades genéticas causadas por mutaciones y defectos cromosómicos	Aproximadamente, 200 importantes enfermedades genéticas durante todas las generaciones sucesivas (de éstas, aproximadamente 100 en las dos primeras generaciones)	Aproximadamente, 200 importantes enfermedades genéticas durante todas las generaciones sucesivas

cuenta la utilidad real de las radiaciones en la práctica médica, lo cual es incuestionable, el problema estriba en valorar apropiadamente el riesgo-beneficio al que se hallan sometidos ambos: personal que trabaja con radiaciones y público en general. Se trata en primer lugar, de evitar totalmente los efectos somáticos no estocásticos sobre el personal profesionalmente expuesto, y en segundo lugar reducir el riesgo de los efectos estocásticos a niveles aceptables, es decir: no mayores que los que conocen individuos con otras profesiones.

En el año 1925 fue propuesto por primera vez un sistema de limitación de dosis. Estos límites, cuya denominación inicial fue "dosis de tolerancia" y en la actualidad "dosis máxima permisible" (DMP), se han ido reduciendo constantemente hasta nuestros días en función del progresivo conocimiento adquirido de los efectos nocivos de la radiación.

Tabla 2.5
Dosis máximas permisibles para irradiación total

Año	Exposición o dosis
	Personal profesionalmente expuesto
1925	0,1 dosis eritema/año (equivalente a 69 R/año para rayos X moderadamente duros)
1928	100 R/año
1934	60 R/año
1949	0,3 rem/semana o 15 rem/año
1956 en adelante	0,1 rem/semana o 5 rem/año
	Público en general
1952	0,03 rem/semana
1958	5 rem/30 años
Actualmente	0,1 rem/año

El concepto de dosis máxima permisible introducido en 1950 por la ICRP, se basa en el hecho fundamental de que, aunque no existan dosis de radiación seguras, existe una dosis por debajo de la cual se supone que el riesgo biológico para las personas expuestas profesionalmente y para la población en general es pequeño.

En la tabla 2.5 se muestran las dosis máximas para personas profesionalmente expuestas y público en general basadas en las recomendaciones de la ICRP.

Los límites de dosis para los miembros del público expuestos a radiación de una forma casual son 1/10 de aquellos establecidos para personas profesionalmente expuestas.

this page blank

Capítulo 3

Protección radiológica

this page blank

3.1 Protección radiológica. Criterios generales

3.1.1 Introducción

La protección radiológica es una disciplina científico-técnica que tiene como finalidad la protección de las personas y del medio ambiente frente a los riesgos derivados de la utilización de fuentes radiactivas, tanto naturales como artificiales, en actividades médicas, industriales, de investigación o agrícolas.

El uso de este tipo de fuentes ha reportado muchos beneficios a la Humanidad, pero también supone ciertos riesgos, que comenzaron a ponerse de manifiesto pocos años después del descubrimiento de los rayos X, a finales del siglo XIX.

Las primeras normativas sobre protección radiológica datan de 1928 y fueron elaboradas por un organismo internacional independiente de cualquier autoridad nacional o supranacional, denominado entonces Comisión Internacional de Protección contra los Rayos X y el Radium y en la que se agrupaban una serie de profesionales expertos en el tema. En los años 50, esta Comisión pasaría a denominarse Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), nombre con el que aún se la conoce.

A pesar de la creación de esta organización pionera, muy pocos países emprendieron una acción legislativa en este campo hasta después de la IIª Guerra Mundial, cuando se empieza a barajar la posibilidad de utilizar la energía nuclear en diversas actividades no bélicas, por lo que se impone la regulación y el control de las sustancias radiactivas naturales y artificiales y la implantación de las primeras normas legales de protección radiológica.

Actualmente está generalizada la existencia de normas muy estrictas de protección radiológica en la mayoría de los países, de tal manera que las normas dictadas por la ICRP se suelen implantar en sus propias legislaciones, lo que origina un elevado nivel de homogeneidad en las mismas.

3.1.2 Sistema de protección radiológica. Principios fundamentales

El objetivo fundamental del sistema de protección radiológica recomendado por la ICRP es el de garantizar un nivel elevado de protección, sin limitar indebidamente la obtención de los beneficios que se derivan del uso de radiaciones ionizantes. Se considera, por tanto, que puede aceptarse una exposición a cambio de una actividad beneficiosa, siempre que ésta se haya reducido por todos los medios razonables.

El sistema de protección radiológica actualmente recomendado por la ICRP está basado en tres principios fundamentales:

- Justificación
- Optimización
- Limitación de dosis

3.1.2.1 Justificación

Toda exposición a radiación ionizante debe estar justificada, es decir, el beneficio que nos aporte tiene que ser superior al riesgo de exponerse a ella.

3.1.2.2 Optimización

Se sigue el criterio *"ALARA"* (*A*s *L*ow *A*s *R*easonably *A*chievable), según el cual todas las exposiciones a las radiaciones ionizantes deben ser mantenidas tan bajas como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores sociales y económicos.

3.1.2.3 Limitación de dosis

En todo caso, la dosis de radiación que puede recibir cualquier individuo no debe superar unos valores establecidos como límites legales, lo que garantiza la protección del público en general y del personal profesionalmente expuesto.

La limitación de los efectos derivados de las radiaciones ionizantes se consigue evitando las exposiciones no justificadas y manteniendo tan bajas como sea posible las justificadas.

La aplicación de estos principios constituye la base para establecer unas medidas de protección que deben asegurar un riesgo individual justificado por el beneficio obtenido y suficientemente bajo, y adicionalmente mantener unos niveles totales de exposición a las radiaciones lo más bajos posibles.

La dosis de radiación recibida por un individuo al permanecer en las proximidades de un emisor o generador de radiaciones ionizantes, depende de tres factores:

- El tiempo de permanencia
- La distancia entre la fuente y el individuo
- La materia interpuesta entre uno y otro

El sistema de protección radiológica establecido en la actualidad en España, deberá ser revisado de acuerdo con la nueva Directiva 96/29/EURATOM de 13 de mayo de 1996 sobre normas básicas de radioprotección que deberá entrar en vigor antes de mayo del 2000 en todo los Estados Miembros de la Unión Europea.

3.1.3 Límites de dosis anuales en personal profesionalmente expuesto y en miembros del público

De acuerdo con el Artículo 9 de la Directiva 96/29 de EURATOM, en periodo de transposición, el límite de dosis efectiva para trabajadores expuestos será de 100 mSv durante un periodo de cinco años consecutivos, sujeto a una dosis efectiva máxima de 50 mSv en cualquier año, pudiendo los Estados Miembros decidir un valor anual. Pueden consultarse en la tabla 3.1 los límites de dosis para las personas profesionalmente expuestas, de acuerdo con la nueva directiva.

Tabla 3.1
Límites anuales de dosis para las personas profesionalmente expuestas de acuerdo con la Directiva 96/29 de EURATOM

Totalidad del organismo	100 mSv durante un periodo de 5 años consecutivos, no pudiendo superar una dosis máxima efectiva de 50 mSv en cualquier año
Cristalino	150 mSv
Piel (1 cm^2)	500 mSv
Manos, antebrazos, pies y tobillos	500 mSv

El límite de dosis efectiva para miembros del público será de 1 mSv por año. No obstante, en circunstancias especiales, podrá permitirse un valor de dosis efectiva más elevado en un único año, siempre que el promedio durante cinco años consecutivos no sobrepase 1 mSv por año. La tabla 3.2 recoge los límites anuales de dosis para el público en general, de acuerdo con la directiva.

En el caso de mujeres embarazadas, la protección del feto deberá ser comparable a la de los miembros del público, es decir, que la dosis al feto desde el diagnóstico del embarazo hasta el final de la gestación, no excederá de 1 mSv.

En el caso de aprendices y estudiantes mayores de 18 años que durante sus estudios estén obligados a utilizar fuentes radiactivas, el límite de dosis será el mismo que el de los trabajadores expuestos.

En el caso excepcional de una persona menor de 18 años y mayor de 16, sometida a radiaciones ionizantes como aprendiz o estudiante, los límites anuales de dosis serán de 6 mSv por año.

3.2 Legislación y reglamentación

El Tratado EURATOM prevé el establecimiento en la Unión Europea de normas básicas uniformes dirigidas a la protección radiológica de la población y de los trabajadores frente a los riesgos que resulten de las radiaciones ionizantes. Dichas normas básicas se establecieron por primera vez en 1959 en una directiva del Consejo y han

Tabla 3.2
Límites anuales de dosis para el público en general de acuerdo con la Directiva 96/29 de EURATOM

Totalidad del organismo	1 mSv
Cristalino	15 mSv
Piel (1cm^2)	50 mSv

sido modificadas en repetidas ocasiones para tener en cuenta el progreso de los conocimientos científicos en materia de protección radiológica. La norma actual se recoge, como se ha indicado, en la Directiva Euratom 96/29.

3.2.1 Los comienzos de la legislación nuclear española

Al comienzo de la década de los 60, los estudios y conocimientos adquiridos, permitían afianzar razonablemente que la energía nuclear podría participar, con una importancia creciente, en el abastecimiento energético, por lo que el Estado decidió crear por Decreto Ley de 22 de octubre de 1951, la Junta de Energía Nuclear (JEN).

Desde su creación, ésta proyectó su actuación como Centro Nacional de Investigación, como organismo asesor del Gobierno encargado de los problemas de seguridad y de protección contra las radiaciones ionizantes y como impulsora del desarrollo industrial.

Pirámide legislativa

En lo concerniente a la utilización pacífica de la energía nuclear y las radiaciones ionizantes, la pirámide legislativa española parte de dos leyes básicas: la Ley 25 del año 1964 sobre Energía Nuclear y la Ley 15 de 1980 de creación del Consejo de Seguridad Nuclear. La primera de dichas leyes instituye a la JEN, actualmente Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT), como organismo oficial encargado de realizar, fomentar y coordinar investigaciones estudios y trabajos conducentes al desarrollo de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y a la promoción de una industria nacional de materiales y equipos nucleares. La segunda de dichas leyes deroga parte de la primera y crea el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), al que transfiere parte de las misiones anteriormente encomendadas a la JEN.

Aparte de estas dos leyes básicas, se han venido desarrollado nuevas leyes necesarias para regular el uso pacífico de la energía nuclear y las radiaciones ionizantes: la Ley 40/1994 de 30 de diciembre, de Ordenación del Sistema Eléctrico Nacional; la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, que modifica algunos artículos de la Ley de Energía Nuclear y establece el Fondo para la financiación del segundo ciclo del combustible nuclear; y la Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

Para el desarrollo de dichas leyes fueron dictados decretos que aprueban y dan carácter de obligado cumplimiento a otros tantos correspondientes reglamentos: el Decreto 2864 de 1968 sobre Cobertura de Riesgos Nucleares, el Decreto 1891 de 1991 sobre Instalaciones de Aparatos de Rayos X, el Decreto 2869 de 1972 con el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas y el Real Decreto 53 de 1992 con el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

A continuación se describen los aspectos fundamentales de las citadas leyes y de los reglamentos que las desarrollan.

3.2.2 Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear

Publicada en el BOE de 4 de mayo de 1964, recoge los principios fundamentales sobre el desarrollo de la energía nuclear y sobre la protección frente al riesgo de las radiaciones ionizantes. El primero de sus capítulos define los propósitos de la Ley:

a) Fomentar el desarrollo de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y regular su puesta en práctica dentro del territorio nacional

b) Proteger vida, salud y medio ambiente, frente a los peligros de la energía nuclear y los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes

c) Regular la aplicación de los compromisos internacionales suscritos por España sobre energía nuclear y radiaciones ionizantes.

Corresponde velar por el cumplimiento de esta Ley al Ministerio competente del Gobierno, a través de la Dirección General de la Energía con el asesoramiento y colaboración de la Junta de Energía Nuclear (hoy Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas -CIEMAT-).

3.2.3 Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)

En el mes de abril de 1980, las Cortes Generales aprobaron la creación del Consejo de Seguridad Nuclear, que fue sancionado por el Rey como Ley 15/1980. Esta ley deroga y modifica algunas disposiciones de la ley anterior, segregando de la Junta de Energía Nuclear, las misiones que tenía encomendadas en relación con la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas, misiones que se encomiendan al nuevo ente. Éste se constituye como organismo independiente de la Administración del Estado, debiendo informar de sus actividades y decisiones al Ministerio competente del Gobierno y, periódicamente, al Congreso y al Senado.

El CSN deberá realizar las inspecciones y auditorías que estime necesarias para el cumplimiento de su misión y se le autoriza a delegar algunas de sus funciones en las Comunidades Autónomas.

La Ley establece las tres categorías de instalaciones radiactivas y atribuye al CSN la tramitación de expedientes para la concesión de autorizaciones que, en caso favorable, deberán ser propuestas al Ministerio competente del Gobierno. Éste requerirá para su autorización definitiva los informes correspondientes de la Comunidad Autónoma y municipios afectados, sin que la misma pueda ser denegada por razones de seguridad, cuya apreciación corresponde al CSN.

3.2.4 Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas

Aprobado por Decreto 1836/1999 y publicado en el BOE de 6 de diciembre, desarrolla los principios contenidos en la ley sobre Energía Nuclear y establece la debida regulación del régimen de autorizaciones administrativas, pruebas, puesta en marcha y operación de las instalaciones, personal y documentación de las mismas, inspección y cuanto se refiere a la fabricación de equipos para la producción, manipulación de isótopos radiactivos y para la generación de radiaciones ionizantes.

Autorizaciones

Establece el decreto las tres categorías en las que se clasifican las instalaciones radiactivas y dispone que su construcción, montaje y puesta en marcha, así como su transferencia, ampliación, traslado o modificación, precisan de la correspondiente autorización del Ministerio competente del Gobierno, previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear. Cuando la instalación radiactiva forme parte de una industria, el solicitante de aquélla deberá disponer de la autorización relativa a esta última.

Licencias de personal

El personal que opere en una instalación radiactiva, o que dirija su operación deberá estar provisto de una licencia específica del Consejo de Seguridad Nuclear. Existen dos clases de licencias:

a) Licencia de Operador, que capacita, bajo la inmediata dirección de un supervisor, para el manejo de los dispositivos de control de la instalación o la manipulación ordinaria de las sustancias radiactivas autorizadas.

b) Licencia de Supervisor, que capacita para dirigir el funcionamiento de una instalación radiactiva y las actividades de sus operadores.

Las licencias de Operador y Supervisor serán personales e intransferibles y podrán ser únicamente aplicables a una instalación determinada por un plazo de validez de dos años. En ellas se incluirán las condiciones limitativas, que se estimen adecuadas en cada caso.

El Reglamento señala cómo, antes de la puesta en marcha y en base a la documentación presentada por el titular de la autorización, el Consejo de Seguridad Nuclear especificará el número mínimo de empleados con licencia de Operador y Supervisor afectos a la instalación; y podrá exigirse, además, la designación de un Jefe de Servicio de Protección contra las Radiaciones en las instalaciones, que por su importancia lo requieran.

Funcionamiento de las instalaciones

El titular de la autorización viene obligado a llevar un Diario de Operaciones, numerado y sellado por el Consejo de Seguridad Nuclear, donde se refleje de forma clara y

concreta toda la información referente a la operación de la instalación, fecha y hora de cada puesta en marcha, incidencias de cualquier tipo, comprobaciones, niveles de radiación, operaciones de mantenimiento, modificaciones, almacenamiento de residuos radiactivos, descarga de los mismos al exterior, etc. Deberá figurar el nombre y firma del supervisor de servicios, anotando los correspondientes relevos y sustituciones.

El titular de la autorización de una instalación radiactiva está obligado a presentar a los órganos competentes del Gobierno y al Consejo de Seguridad Nuclear, en el primer trimestre de cada año, un Informe Anual en el que se resuma la actividad de la instalación en el año anterior y las incidencias que en ella hayan ocurrido.

3.2.5 Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes

Este reglamento aprobado por Real Decreto 53/1992, de 24 de enero, establece los criterios objetivos que deben fundamentar la protección radiológica, basándose en las normas dictadas por los organismos internacionales competentes. Dichos criterios señalan:

1) Que el número de personas expuestas a las radiaciones ionizantes deberá ser el menor posible.

2) Que las dosis recibidas tanto por dichas personas como por el público en general, deberán ser tan pequeñas como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores sociales y económicos

3) Que las dosis personales sean inferiores a los límites que fijan las citadas normas y que recoge este reglamento.

Se establecen en él las categorías del personal profesionalmente expuesto, la clasificación de las zonas de trabajo en zonas vigiladas y controladas, así como la señalización de las mismas, los límites anuales de dosis tanto para las personas profesionalmente expuestas, como para miembros del público en general, los límites especiales para estudiantes mayores de 16 años y menores de 18 años y para mujeres en edad o en estado de procreación, los límites de incorporación anual por inhalación o ingestión, los límites admisibles en operaciones especiales planificadas y las normas de almacenamiento y evacuación de los residuos radiactivos.

Según se especifica en su capítulo primero, este reglamento es aplicable a cualquier actividad que implique un riesgo derivado de las radiaciones ionizantes y, por consiguiente, a toda clase de instalaciones nucleares y radiactivas, incluyendo específicamente los aparatos productores de dichas radiaciones. Se hallan pues comprendidas en este reglamento las instalaciones de rayos X para usos médicos, las cuales quedaban fuera del ámbito de aplicación del anterior Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

No obstante, al terminar y delimitar las dosis totales recibidas por cualquier persona, debidas a fuentes internas y externas de radiaciones ionizantes, el Reglamento estipula que no se incluirán las dosis debidas al fondo radiactivo natural ni las derivadas, como paciente, de exámenes o tratamientos médicos.

Este Reglamento se verá afectado por la transposición de la Directiva 96/29 de EURATOM, que deberá adoptarse antes del 13 de mayo de 2000 y cuyo principal contenido y diferencias con respecto al Reglamento expuesto se detallan a continuación.

3.2.6 La Directiva 96/29/EURATOM

La directiva 96/29/EURATOM por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes, fue aprobada por el Consejo el 13 de mayo de 1996 [1] y sustituye a la directiva 80/836/EURATOM de 15 de julio de 1980 [2], modificada el 3 de septiembre de 1984 [3] en la directiva 84/467/EURATOM.

Esta Directiva se basa en las recomendaciones generales del ICRP, publicadas en 1991 (Publicación 60) [4]. El texto de la Directiva se estructura en diez títulos (57 artículos) y tres anexos. En el artículo 55 se establece que los Estados miembros pondrán en vigor las disposiciones legales, reglamentarias y administrativas necesarias para dar cumplimiento a la misma antes del 13 de mayo del 2000.

En España, el Ministerio competente del Gobierno estableció un grupo de trabajo interministerial para la transposición de la Directiva a nuestra legislación, constituido por representantes del Consejo de Seguridad Nuclear y de los Ministerios de Industria, Interior, Sanidad y Trabajo.

Como aspectos más significativos de la Directiva y principales diferencias con respecto al anterior Reglamento, se destacan los siguientes [5]:

En nuestra legislación y en particular en el vigente Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes [6], se utiliza la terminología de instalaciones, nucleares y radiactivas y titular de estas instalaciones. Al comenzar a redactar el nuevo Reglamento de Protección Radiológica (RPR), de acuerdo con lo dispuesto en la nueva Directiva, se han introducido los términos *práctica*, en sustitución de instalaciones y actividades y *titular de la práctica*, en sustitución del titular de la instalación o actividad.

Con respecto al *régimen de entrada/salida del sistema para prácticas*, el título III de la directiva diferencia claramente el régimen de declaración y el de autorización y detalla las prácticas a las que afecta este último. También se establecen en su anexo I, los criterios radiológicos para la exención de la obligación de declaración y, en algunos casos, de autorización previa, así como para la salida del sistema (desclasificación) de sustancias radiactivas o materiales que hayan estado sometidos al control regulador.

En la Directiva, si bien se recogen los valores de exención en términos de actividad y concentración de actividad para cada radionucleido, no se dan los valores para la desclasificación, dejando libertad a los Estados miembros para establecer estos niveles. En nuestro país, el régimen administrativo de autorización y declaración de prácticas, así como la exención y desclasificación, queda recogido en el borrador del nuevo Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) [6] de próxima publicación y en el RD 1981/1991, de 30 de diciembre, sobre instalaciones de rayos X [7].

En España, todas las prácticas están sujetas a un régimen de autorización, a excepción de dos tipos de instalaciones que están sometidas a un régimen de declaración: las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico y las instalaciones donde se utilizan como reactivos químicos uranio o torio natural o sus compuestos en cantidades no exentas y superiores a 3Kg. En cuanto a los niveles de desclasificación, es el Ministerio competente del Gobierno, quien deberá establecerlos en relación con la definición de residuo radiactivo a que hace referencia la disposición adicional cuarta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del sector eléctrico.

En lo referente al *sistema de protección aplicado a prácticas*, en la propuesta del nuevo Reglamento de Protección Radiológica, se establece que el promotor de una nueva clase o tipo de práctica es el responsable de justificarla ante la autoridad competente que decidirá sobre su adopción, previo informe favorable del CSN. El texto europeo introduce también el concepto de *restricción de dosis* asociado al principio de optimización, no sólo en el ámbito nacional, sino también en el internacional, por lo que en el borrador del RPR está sin especificar en qué casos hay que aplicar estas restricciones, los criterios para establecerlas y los valores a adoptar.

La adopción de los nuevos *límites de dosis* para los trabajadores expuestos, como se ha indicado anteriormente, supone reducir el límite de dosis efectiva de 50 mSv/año a 100 mSv durante un periodo de 5 años consecutivos, sujeto a una dosis efectiva máxima de 50 mSv en cualquier año. Para el público supone una reducción de 5 mSv/año a 1 mSv/año, pudiéndose permitir un valor de dosis efectiva más elevado en un único año, siempre que el promedio durante cinco años consecutivos, no sobrepase 1mSv/año. Los límites para cristalino y piel no se modifican; sin embargo, en este último caso se reduce la superficie a considerar de 100cm^2 a 1cm^2. Los límites a las extremidades no se modifican en el caso de los trabajadores, pero desaparecen para el público. Finalmente, se eliminan los límites a otros órganos y tejidos considerados individualmente. Se reduce el límite de dosis acumulada en el feto de 10 mSv a 1 mSv y se elimina el límite de dosis para mujeres en edad de procrear.

La protección operacional de los trabajadores expuestos comprende la clasificación de las zonas de trabajo y de los trabajadores expuestos, la vigilancia del lugar de trabajo, la vigilancia dosimétrica y médica, así como todas las disposiciones relacionadas con estos aspectos.

El principal cambio en las distintas disposiciones previstas en el texto de la nueva directiva, en lo concerniente a la *protección de la población en situación normal*, se re-

fiere a la necesidad de estimar las dosis de forma tan realista como sea posible para el conjunto de la población y para los grupos de referencia.

El título VII dedicado al incremento significativo de la exposición debida *a fuentes naturales de radiación* es el más novedoso, siendo al mismo tiempo flexible y preciso. Preciso porque establece la necesidad de que cada Estado identifique aquellas actividades laborales, que puedan constituir motivo de preocupación y declare aquéllas que deban estar sujetas a control. Flexible, porque corresponde a las autoridades nacionales decidir si exigen aplicar dispositivos de vigilancia y cuándo será preciso aplicar medidas correctoras o de protección radiológica. En España, la transposición de este título es el que está planteando mayores dificultades y lleva asociada una problemática más extensa.

El tema de *intervenciones* (actividades humanas que evitan o reducen la exposición) no es totalmente nuevo. Sin embargo, es objeto del título IX de la directiva y presenta importantes novedades.

En la directiva se exige que los Estados miembros creen uno o varios *sistemas de inspección* destinados a hacer cumplir las disposiciones establecidas con arreglo a la misma. En nuestra legislación este sistema de inspección se recoge en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas y en el Reglamento de Protección Radiológica, incluyendo en este último las actividades no incluidas en el ámbito de las instalaciones y actividades reguladas.

Por último, en el RPR se incluye también un régimen sancionador que contempla las distintas infracciones como consecuencia del incumplimiento de los preceptos contenidos en el texto de dicho reglamento.

3.2.7 Real Decreto de Constitución de ENRESA

Mediante el Real Decreto 1522/84 de 4 de julio, el Gobierno autoriza la creación de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA), una empresa pública e independiente de los productores de residuos, cuyas misiones básicas consisten en gestionar todo tipo de residuos radiactivos y realizar el desmantelamiento de instalaciones nucleares.

Son cometidos de ENRESA:

a) Tratar y acondicionar los residuos radiactivos

b) Buscar emplazamientos, concebir, construir y operar los centros para el almacenamiento de residuos de baja, media y alta radiactividad

c) Gestionar las operaciones derivadas de la clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas

d) Establecer sistemas para la recogida, transferencia y transporte de los residuos radiactivos

e) Actuar en caso de emergencias nucleares, como apoyo a los servicios de Protección Civil

f) Acondicionar de forma definitiva y segura los estériles originados en la minería y en la fabricación de concentrados

g) Asegurar la gestión a largo plazo de toda instalación que sirva como almacenamiento de residuos

h) Efectuar los estudios técnicos y económico-financieros necesarios que tengan en cuenta los costos diferidos derivados de la gestión de los residuos radiactivos, al objeto de establecer la política económica adecuada

i) Cualquier otra actividad necesaria para el desempeño de su objeto social

Los aspectos de sus actividades que tengan relación con la seguridad nuclear o protección radiológica son supervisados y controlados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

El fin último de esta gestión es proteger a las personas y al medio ambiente de las radiaciones que emitan los radionucleidos contenidos en los residuos radiactivos, minimizando tanto sus potenciales efectos como los costes de esa protección a las generaciones futuras.

Referencias

[1] Directiva 96/29/EURATOM del Consejo, de 13 de mayo de 1996, por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos resultantes de las radiaciones ionizantes (DOL 159 de 29.6.96)

[2] Directiva 80/836/EURATOM del Consejo, de 15 de julio de 1980, por la que se modifican las directivas que establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos resultantes de las radiaciones ionizantes. (DOL 246 de 17.9.80)

[3] Directiva 84/467/EURATOM del Consejo, de 3 de septiembre de 1984, por la que se modifica la Directiva 80/36/EURATOM en la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos resultantes de las radiaciones ionizantes (DOL 268 de 5.11.84).

[4] ICRP-60, Recomendaciones 1990.

[5] Fuente: Seguridad Nuclear. Revista del CSN/Número 12. III Trimestre 1999. Página 27. "Transposición de la directiva de normas básicas de radioprotección". Autores: Lourdes Lara, Mª Jesús Muñoz y José Luis Butragueño.

[6] RD 53/1992, de 24 de enero, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

[7] R.D. 1891/1991, de 30 de diciembre, sobre instalaciones de aparatos de rayos X.

this page blank

Capítulo 4

Usos y aplicaciones de las radiaciones ionizantes y de las reacciones nucleares

this page blank

4.1 Fabricación de radisótopos

Muchos de los radisótopos empleados en aplicaciones industriales y médicas se producen, por bombardeo neutrónico, en reactores nucleares. Con tal fin, se introduce una cantidad de material radiactivo en el núcleo del reactor, donde existe una gran cantidad de neutrones libres, y mediante una reacción nuclear de captura neutrónica se producen los isótopos radiactivos del material irradiado. Así por ejemplo, si se introduce cobalto natural (^{59}Co) en el interior de un reactor, tiene lugar la reacción:

$$^{59}Co + {}^{1}n \text{-----} {}^{60}Co$$

obteniéndose el radisótopo cobalto-60, de gran utilización en la industria y en medicina.

Hasta hace algunos años funcionaron en España los siguientes reactores de investigación, ya desmantelados, una de cuyas posibilidades era la producción de radisótopos:

- JEN-1, de la Junta de Energía Nuclear (Madrid), cuya parada se produjo en 1984.
- CORAL, de la Junta de Energía Nuclear (Madrid), cuya parada se produjo en 1987.
- ARGOS, de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona, cuya parada se produjo en 1975.
- ARBI, de los laboratorios de Ensayo e Investigación Industriales "L.J. Torrontegui" anexos a la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Bilbao, cuya parada se produjo en 1975.

Otra fuente de obtención de radisótopos es en el reproceso del combustible gastado de los reactores nucleares. Este proceso consiste en la disolución química del combustible gastado y la separación del uranio y del plutonio de los productos de fisión, que son radiactivos y pueden ser utilizados en diversas aplicaciones.

En el caso del combustible utilizado en las centrales nucleares, todas las operaciones del reproceso han de efectuarse por control remoto, en recintos provistos de blindaje biológico, debido a la elevada radiactividad del combustible gastado. Estas operaciones se efectúan en instalaciones muy complejas y de un alto costo.

España no dispone de plantas de reproceso de combustible. Sólo algunos países (Francia, Alemania, Japón, etc.) disponen de estas costosas instalaciones.

Además de los reactores nucleares, también se utilizan, para producir radisótopos, los *aceleradores de partículas.*

Desde hace varios años, se emplean estos aparatos en la producción de elementos para uso médico. Su introducción se debió al hecho de haber encontrado aplicaciones a unos cuantos isótopos (^{131}I, ^{67}Ga, ^{99}Tc, ^{201}Tl, etc.) cuya utilización presenta ventajas respecto a los productos obtenidos en los reactores. Estas ventajas son un periodo más corto de semidesintegración y una menor energía de la radiación gamma

emitida, todo lo cual implica un menor riesgo de irradiación para el paciente y para el personal sanitario que lo ha de aplicar.

No obstante, los radisótopos producidos actualmente en reactores nucleares siguen dominando el mercado de las aplicaciones médicas y constituyen la única fuente de isótopos radiactivos para uso industrial.

4.2 Las radiaciones ionizantes en medicina

4.2.1 Introducción

La aplicación de las radiaciones ionizantes en medicina ha dado lugar a especialidades médicas basadas en la tecnología. Desde su descubrimiento, el crecimiento y desarrollo de las radiaciones ionizantes ha sido paralelo al avance de la medicina. Su extensión ha permitido un mejor conocimiento tanto de la anatomía normal y patológica, como en muchos casos de la fisiología normal y anormal de los seres vivos. La investigación en radiaciones ionizantes no sólo contempla mejorar la tarea cotidiana de interpretar imágenes, diagnosticar y tratar enfermedades, sino también busca nuevos conocimientos en medicina para su propia causa, del mismo modo que también lo hacen otras técnicas no radiológicas.

El uso de las radiaciones ionizantes da lugar a unos efectos biológicos sobre la materia viva. En realidad, de todos los agentes físicos y químicos presentes en nuestro entorno, los efectos de las radiaciones ionizantes son ciertamente los mejor conocidos y los datos sobre los que se basa la evaluación de los mismos se remontan prácticamente a la época de su descubrimiento.

No obstante, se considera que su aplicación en medicina es beneficiosa, aunque si no se opera debidamente, las dosis recibidas son a menudo innecesariamente elevadas, cuando de hecho, pueden reducirse considerablemente sin pérdida alguna de eficacia.

Después de las fuentes de radiación natural, la exposición médica es, la mayor fuente de exposición creada por el hombre. Para poder valorar posteriormente el impacto que las fuentes de radiaciones ionizantes aplicadas en medicina producen sobre los seres vivos, tanto a nivel individual como colectivo, parece oportuno repasar, aunque sea muy someramente, qué tipo de fuentes se emplean, así como la gama de energías y dosis que se manejan.

La medicina designa la exposición de los individuos sometidos a examen o a tratamientos médicos con ayuda de radiaciones.

- Exámenes o tratamientos (diagnóstico y terapia) directamente relacionados con las enfermedades.
- Investigación médica.
- Exámenes realizados con fines médicos legales o a efectos de seguros.

Se desprende pues, que la mayor aplicación de las radiaciones ionizantes en medicina se encuentra en el campo del diagnóstico. Para ello se emplean fundamentalmente rayos X de baja energía y, en aquellos órganos o estructuras del cuerpo humano donde la imagen obtenida mediante ellos no ha aportado suficiente información se ha recurrido al uso, y cada vez con mayor éxito, de otras fuentes de radiación, como son los radisótopos.

4.2.2 Radiodiagnóstico

Aplicaciones diagnósticas con rayos X

Desde el descubrimiento por Wilhelm Roëntgen, en el año 1895, de los rayos-X hasta nuestros días, la medicina ha llegado a perfeccionar el método de aplicación de estas radiaciones mediante el desarrollo de equipos capaces de obtener imágenes de gran precisión, a la vez que someten al paciente a las dosis mínimas posibles.

Los métodos de grafía y escopia se aplican prácticamente a todas las partes del cuerpo humano. Con ellos son posibles reconocimientos médicos a nivel de esqueleto, tórax, abdomen, sistema nervioso, tubo digestivo, vías biliares, aparato urinario, vasos, corazón, exámenes especiales, etc.

Sin duda, los equipos más extendidos son las unidades básicas de grafía y las exploraciones más realizadas hasta los últimos años han sido las de tórax. Sin embargo, esta práctica está descendiendo notablemente debido, entre otros factores, al descenso de la tuberculosis en nuestra sociedad y a la existencia de mejores métodos para la detección prematura del cáncer de pulmón. Además, aplicando el criterio de que las exposiciones a radiaciones ionizantes deben limitarse a motivos sintomáticos, cada vez menos países incluyen en las exploraciones médicas anuales, este tipo de chequeo.

Merece mención especial la mamografía, técnica que comenzó a utilizarse a partir de los años 50. En la actualidad, gracias a los equipos existentes al efecto (mamógrafos) y los métodos empleados, se considera que dicha exploración es el método más sensible para la detección precoz del cáncer de mama. (Informe de la OMS, Octubre/85).

También dentro de las técnicas de grafía hay que citar los equipos específicos que se aplican en el campo de la estomatología y de la odontología. Se trata de pequeños generadores de rayos X que operan, según los siguientes procedimientos:

- Radiografía con película intraoral.
- Radiografía panorámica con tubo de rayos X intraoral.
- Pantomografía.

De momento, el mayor hito en la revolución de la tecnología radiológica, se dio en la década de los años 70 con la aparición de la Tomografía Computerizada (*CT*). La CT

obtiene imágenes de secciones de un órgano representando claramente el aspecto del mismo incluidos tejidos blandos. Por tanto, proporciona un rango dinámico más amplio que la radiografía convencional, con una superior discriminación de tejidos.

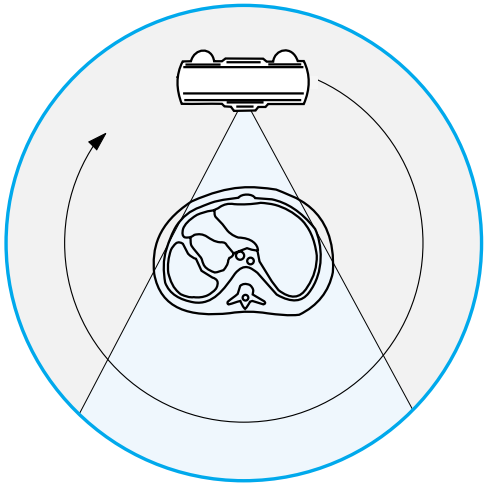
Esta práctica ha sustituido en muchos casos a la cirugía exploratoria. Además, permite estancias más reducidas de los pacientes en lo que respecta a la fase preoperatoria. En diversas localizaciones tumorales se ha convertido en una herramienta indispensable y cada vez es mayor su necesidad en la planificación de tratamientos con radioterapia. La figura 4.1 muestra el mecanismo de funcionamiento de un equipo de CT.

Aplicaciones diagnósticas con radisótopos

Los radisótopos son empleados para el estudio de diversas patologías, tumores, metástasis, estudios médicos, etc.

Hoy su aplicación ha dado lugar a una especialidad diferenciada llamada medicina nuclear, que en el campo del diagnóstico, permite:

- El examen funcional preciso de diferentes órganos.



Una delgada sección del cuerpo humano es examinada por un haz de rayos X en forma de abanico: en los equipos de cuarta generación, el haz efectúa una rotación completa. La radiación transmitida es recogida por un conjunto circular de detectores de centelleo (contiene alrededor de 1.000 elementos y permanecen fijos)

Figura. 4.1. Scanner de la cuarta generación.

- La visualización rápida y no traumática mediante gammagrafías.
- El estudio dinámico de los fenómenos rápidos (ej. circulación cardíaca, cerebral, etc.)

Pueden utilizarse radionucleidos puros o bien sustancias portadoras muy diversas, –dependiendo del órgano a explorar–, marcadas con radionucleidos. El "marcaje" amplía la gama de posibilidades diagnósticas puesto que la sustancia portadora puede ser de índole muy diversa (proteínas, hormonas, compuestos orgánicos), con lo que se permite estudiar una gran variedad de funciones biológicas.

Actualmente se utilizan emisores gamma de baja energía y de periodos de semidesintegración muy cortos, lo cual facilita su rápida eliminación. El isótopo más utilizado es el ^{99}Tc aunque también se utiliza ^{67}Ga, ^{201}Tl, ^{131}I, ^{125}I, ^{123}I ^{111}In, etc. Estas sustancias se administran vía parenteral o endovenosa.

Para su detección, se emplea un cristal de centelleo, que se acopla a un tubo fotomultiplicador con el fin de transformar la señal luminosa en eléctrica.

En cuanto a exploraciones "in vitro", los radisótopos poseen un amplio campo de aplicaciones clínicas y de investigación. El radioinmunoensayo o radioinmunoanálisis (RIA, como se le tiende a llamar), es un conjunto de técnicas de gran interés en la clínica humana. Permite análisis tanto cualitativos como cuantitativos, así como la detección en sangre de hormonas peptídicas, esteroideas, drogas, antígenos tumorales, etc. Se manejan emisores beta y gamma de baja y media energía, fundamentalmente ^{125}I, ^{3}H, ^{14}C, ^{32}P, ^{57}Co, etc. y cuando se trata de trabajos de investigación, la diversidad de isótopos es mucho mayor.

A diferencia de los usados en las técnicas de diagnóstico "in vitro", su periodo de semidesintegración es más largo (días e incluso años). Pero, en cualquiera de los casos, las fuentes se presentan abiertas, es decir, en forma no encapsulada, de manera que todo aquello con lo que entra en contacto, es impregnado de partículas radiactivas.

El uso de material radiactivo trae consigo la producción inevitable de residuos radiactivos.

La tabla 4.1 muestra los isótopos más empleados en medicina nuclear.

4.2.3 Radioterapia

Introducción

Si bien *radioterapia* significa, etimológicamente, tratamiento con radiaciones en su sentido más amplio, en la realidad se aplica este nombre a una especialidad médica, que se ocupa del tratamiento de determinadas enfermedades, fundamentalmente oncológicas, por medio de radiaciones ionizantes.

Desde las simples aplicaciones de una fuente de radio en la piel, de los años 10, hasta los sofisticados tratamientos que se realizan ahora, han mediado incesantes e in-

Tabla 4.1
Relación de isótopos más empleados en medicina nuclear

Isótopo	Símbolo	Período 1/2	Em.	Usos
Tecnecio-99	^{99}Tc	6 horas	γ	Como radionucleido: Gammagrafía tiroidea, estudios cerebrales. Como radiofármaco: Estudios de hígado y bazo. Detección de hemorragias digestivas. Estudios óseos, cardíacos, pulmonares, renales y de vasos linfáticos.
Talio-201	^{201}Tl	3 días	γ	Estudios cardíacos para detección de angina e infarto de miocardio.
Yodo-131	^{131}I	8 días	$\beta-\gamma$	Diagnóstico y tratamiento tiroideo, estudios renales, marcaje de anticuerpos.
Yodo-125	^{125}I	59 días	$\beta-\gamma$	Técnicas analíticas de radioinmunoanálisis.
Indio-111	^{111}In	28 días	γ	Marcaje de células sanguíneas. Detección de inflamaciones.
Galio-67	^{67}Ga	3,3 días	γ	Detección de tumores y procesos inflamatorios crónicos.
Cromo-51	^{51}Cr	28 días	γ	Marcaje de células sanguíneas, estudios hematológicos.
Cobalto-57	^{57}Co	270 días	γ	Estudios de absorción de vitamina B-12.
Cobalto-58	^{58}Co	71 días	γ	Estudios de absorción de vitamina B-112.
Hierro-59	^{59}Fe	45 días	γ	Estudio de metabolismo del hierro.
Itrio-90	^{90}Y	2,7 días	β	Tratamiento de procesos articulares.
Molibdeno-99	^{99}Mb	66 horas	$\beta-\gamma$	Generador de Tecnecio.
Fósforo-32	^{32}P	14 días	β	Tratamiento de procesos hematológicos.

tensas investigaciones médicas, biológicas, físicas y técnicas que permiten conocer con mucha precisión los medios de que se dispone y los resultados que se espera obtener de ellos.

La radioterapia es un procedimiento que compite en igualdad de condiciones con la quimioterapia, la cirugía y la inmunología en el tratamiento de tumores malignos.

Los tumores malignos tienen las características siguientes:

- Son agrupaciones de células, que crecen de forma incontrolada, infiltrando y destruyendo los tejidos sanos donde se insertan.
- Pueden formar metástasis a distancia, es decir, tumores semejantes al primario en zonas alejadas de él, por desplazamiento de células tumorales a través de vía hemática y/o linfática.

- Pueden recidivar después de un tratamiento y la probabilidad de que ésto ocurra depende del número de células viables o capaces de proliferar que quedan sin destruir durante el tratamiento.

Las radiaciones ionizantes destruyen las células tumorales pero también pueden destruir las células sanas donde aquéllas se asientan o las circundan. La meta de la radioterapia es llevar la máxima dosis de radiación posible a las células tumorales, con un mínimo de dosis a los tejidos circundantes. Ello requiere un conocimiento amplio de los procesos de interacción de las radiaciones con la materia viva y la respuesta de ésta a las radiaciones ionizantes, y a la vez la posibilidad de barajar distintas técnicas de irradiación, que permitan administrar la dosis con un reparto adecuado en el espacio y en el tiempo.

Clasificación de la radioterapia

Las distintas formas de hacer radioterapia se pueden agrupar de acuerdo a distintos parámetros.

- Por la fuente de radiación empleada.
  - Equipos de radiación:
    - Terapia de contacto Rx
    - Terapia convencional
    - Aceleradores de electrones circulares y lineales
    - Aceleradores de otras partículas
    - Ciclotrones.
  - Fuentes radiactivas:
    - Terapia superficial (^{90}Sr)
    - Curiterapia (^{226}Ra, ^{192}Ir, ^{137}Cs)
    - Telegammaterapia (^{137}Cs, ^{60}Co).
- Por la energía de las radiaciones utilizadas.
  - Baja energía: Rx de menos de 100 Kv. Radioterapia superficial o de contacto.
  - Energía media: Rx desde 100 Kv hasta 400 Kv. Radioterapia convencional.
  - Alta energía: Telegammaterapia de ^{60}Co y ^{137}Cs, terapia con fotones y electrones procedentes de aceleradores, terapia con haces de partículas de alto LET (Transferencia Lineal de Energía).
- Por la calidad y características de las radiaciones.

  En este apartado se pueden separar dos clases fundamentales, la irradiación con partículas: electrones (e^-), protones (p), neutrones (n) y la irradiación con haces de radiación electromagnética: fotones, gamma o X.

- Por la distancia entre la fuente y los tejidos irradiados, se puede clasificar la radioterapia en tres grupos:

  1. *Terapia de contacto*. La fuente está en contacto directo con los tejidos o incluso dentro de ellos.

  2. *Terapia superficial*. La fuente siempre externa, bien sea un equipo de rayos X o un isótopo radiactivo como el ^{90}Sr, se pone en contacto con la piel en la zona lesionada.

     a) Curiterapia intracavitaria. Las fuentes, siempre isótopos radiactivos, como, por ejemplo, el ^{60}Co, ^{226}Ra, ^{137}Cs, ^{192}Ir, se introducen en cavidades naturales como útero, vagina, recto, etc. y se colocan en contacto con las mucosas que recubren estas cavidades.

     b) Curiterapia intersticial. Las fuentes, siempre isótopos radiactivos generalmente en forma de agujas, horquillas, hilos, etc. se introducen en los mismos tejidos.

     c) Plesioterapia o terapia de distancia corta. Es una radioterapia que se hace generalmente con equipos de rayos X y que la distancia entre la fuente y la piel está comprendida entre 10 cm y 50 cm.

  3. *Teleterapia.* Se hace con haces de radiación electromagnética o X, o haces de partículas, e^-,n, para distancia fuente-piel (DFO) mayor de 50 cm. La DFP más frecuente está comprendida entre 80 y 100 cm. aunque actualmente se realizan técnicas especiales de grandes campos, como la irradiación de medio cuerpo o cuerpo total, que precisan distancias mayores, tales como 2,3 ó 4 m.

Actualmente se está empezando a utilizar en clínica una técnica especial, que podría incluirse en la plesio o teleterapia, la terapia intraoperatoria, que se hace generalmente con haces de e^- de los aceleradores y consiste en la introducción del haz o del colimador en el mismo tumor, que se abre al exterior mediante un acto quirúrgico realizado en la misma sala de tratamiento de los aceleradores.

Como se puede deducir de lo que precede, existe una gran variedad de técnicas radioterápicas, que exigen tratamiento completamente distinto, tanto en instalaciones como en dosimetría y utilización.

Técnicas de radioterapia

Siempre con el fin de buscar un resultado óptimo de la radioterapia, pasamos a describir las distintas técnicas y ver qué ofrece cada una de ellas.

De todas las clases de radioterapia enumeradas en el apartado anterior, se pueden extraer dos que dan lugar a procedimientos esencialmente distintos, que son la braquiterapia o curiterapia y la teleterapia.

Braquiterapia o curiterapia

Braquiterapia es la expresión sajona y su origen está en el griego braqui que significa próximo. Curiterapia es nombre de origen francés y es un homenaje a los esposos Curie. Mediante la curiterapia que consiste, como ya se ha dicho, en la inclusión de fuentes radiactivas en las cavidades, o la inserción en los tejidos, se consigue en buena medida la irradiación intensa de un volumen reducido consiguiendo minimizar la irradiación de los tejidos sanos próximos al tumor.

La terapia superficial que consiste en colocar una fuente en contacto o muy próxima a la piel, se hace fundamentalmente con ^{90}Sr en equilibrio radiactivo con ^{90}Y. Se aprovecha para terapia la emisión beta de 0,546 MeV del ^{90}Sr y de 2,25 MeV del ^{90}Y. También existen equipos de rayos-X de terapia de contacto que funcionan con tensión inferior a 50 Kv. Esta terapia se emplea para lesiones cutáneas de volumen reducido. Las lesiones cutáneas de volumen mayor se tratan con haces de electrones producidos en aceleradores.

La curiterapia endocavitaria utiliza el ^{137}Cs, el ^{226}Ra, el ^{60}Co y el ^{192}Ir, como fuentes radiactivas, generalmente en forma de tubos. Entre ellos, el más frecuente es el ^{137}Cs; sus características, de energía: 0,66 MeV, periodo de semidesintegración: 30 años, tasa de exposición: 3,3 R/h a 1 cm mCi^{-1}, son las más adecuadas para esta clase de tratamientos.

El ^{226}Ra, que fue el único elemento que se usó originalmente, hoy prácticamente se ha retirado del uso clínico, porque presenta problemas entre los que resalta la posibilidad de producir contaminación por ^{222}Rn.

Esta clase de terapia se empleaba, fundamentalmente en tumores ginecológicos. Se aplicaba sola o en combinación con teleterapia. También se usaba para otras localizaciones como fosas nasales, cavidad oral, recto, pero su uso es mucho menos frecuente.

La curiterapia intersticial emplea el ^{192}Ir como isótopo más frecuente, en forma de hilos y horquillas. El ^{192}Ir tiene una emisión gamma de 0,318 MeV, un periodo de semidesintegración de 75 días y una tasa de exposición de 4,8 R/h a 1 cm mCi^{-1}, su aplicación es relativamente sencilla y la maleabilidad de las fuentes permite acoplarse a la anatomía. Cualquier localización accesible puede ser tratada con radioterapia intersticial, pero las más frecuentes son lengua, regiones ganglionares cervicales, labio, mucosa de la cavidad bucal, mama, etc. Al igual que la curiterapia intracavitaria, se puede usar sola o en combinación con la teleterapia.

Merece mención también la curiterapia con implantes permanentes. Se hace generalmente con ^{125}I y ^{198}Au. Consiste en la colocación de semillas de la fuente radiactiva en la zona o tejido que se pretende irradiar y dejarlas allí de forma permanente. La dosimetría de estas aplicaciones no resulta fácil por la dificultad de reproducir la geometría de la aplicación y la posibilidad de que se muevan.

La dosimetría en todas las aplicaciones de la curiterapia, que consiste en conocer la distribución de la dosis de radiación depositada alrededor de las fuentes, requiere el conocimiento exacto de la situación de las fuentes radiactivas en el espacio, con referencia a puntos anatómicos concretos.

La curiterapia presenta un problema de protección fundamental, que es el riesgo que se deriva del manejo de fuentes radiactivas de varios mCi; actualmente este riesgo se ha disminuido mucho con el empleo de técnicas diferidas de aplicación, que consiste en hacer los implantes en dos tiempos: en el primero, el que más tiempo lleva, se colocan los aplicadores no radiactivos, se hacen los controles necesarios con radiografías y, una vez comprobada la correcta colocación de los aplicadores, se colocan las fuentes en un segundo tiempo que es mucho más rápido. También existen sistemas automáticos de carga diferida que reducen el riesgo de exposición de los manipuladores casi a cero.

Plesioterapia

Es terapia con rayos-X en la que la DFP está comprendida entre 5 y 50 cm. Es una transición entre la curiterapia y la teleterapia y hoy casi no se emplea.

Teleterapia

Cuando los tumores que se quieren irradiar no están asequibles a las aplicaciones de curiterapia, porque se encuentren a varios centímetros de profundidad por debajo de la piel, hay que acudir a la teleterapia, que es, por otro lado, la técnica más generalizada. La teleterapia consiste en la irradiación de un volumen de tejidos situado a una determinada profundidad por debajo de la piel, mediante la incidencia de uno o varios haces de radiación.

Las características de la teleterapia en relación con la curiterapia son las siguientes:

- La distribución de dosis en el espacio no es tan concentrada, pero puede hacerse mucho más homogénea que en la curiterapia.
- La distribución de dosis en el tiempo también tiene un esquema completamente distinto que en curiterapia, mientras que en ésta se da una dosis de forma continua a lo largo de unas cuantas horas o días, a una tasa no demasiado alta -de unos 50 cGy/hora-, en teleterapia se proporciona una dosis a una tasa bastante más alta, de unos 100 ó 200 cGy/min., pero se distribuye a lo largo de un tiempo mucho más espaciado, al ritmo de una a tres sesiones de duración de uno a cinco minutos, durante varias semanas. Esta clase de fraccionamiento favorece la recuperación biológica de los tejidos, así como la oxigenación de células tumorales hipóxicas, proceso que tiene lugar en los periodos intersesiones.
- Los volúmenes irradiados con teleterapia son, en general, mayores que los que se irradian con curiterapia. La irradiación con teleterapia cubre vo-

lúmenes que van desde unos cuantos cm^3 hasta la irradiación del cuerpo completo.

- La distribución de dosis dentro de los tejidos, para los tratamientos de teleterapia, es una función de la clase de radiación X, gamma o e^-, n, p, etc.; de la energía de la radiación; de la distancia fuente-tejido; del tamaño de los campos empleados; de las características del equipo que produce la radiación, y de la técnica empleada, entre otros.
- Los haces de radiación de teleterapia se atenúan cuando entran en los tejidos, dando el máximo en la piel, o a unos milímetros o centímetros por debajo de ella a medida que la energía de la radiación crece.
- Las ventajas de la radiación de alta energía frente a la de energía media son evidentes, pero también hay límites en la alta energía.
- Durante los años 60 se desarrollaron aceleradores de electrones circulares y lineales que producían haces de fotones de 40 MeV y de electrones de 30 MeV; hoy se ha demostrado que estas energías tan altas no proporcionan ventajas frente a los haces de 10 a 20 MeV de fotones y, a cambio, los equipos son más sofisticados y mucho más costosos; por tanto, en la actualidad, no se fabrican aceleradores de más de 20 ó 25 MeV de fotones. También han dejado de fabricarse los betatrones para usos médicos ya, que se ha demostrado que los aceleradores lineales son más versátiles.

Equipos de radiación. Unidades de telegammaterapia

La parte fundamental de estos equipos es la fuente radiactiva que, generalmente, es de ^{60}Co, aunque también los hay con fuentes de ^{137}Cs.

El ^{60}Co emite dos radiaciones gamma de 1,17 y 1,33 MeV; tiene un periodo de semidesintegración de 5,3 años y produce una tasa de exposición de 13,2 R/h a 1 cm mCi^{-1}. La fuente de ^{60}Co es un disco con diámetro variable de 0,75 a 2,5 cm y un espesor de 0,5 a 2 mm. Va encerrada en una cápsula de acero inoxidable que tiene una doble función: por un lado absorbe la radiación β y, por otro, impide la formación de óxido de ^{60}Co. Las fuentes de ^{60}Co de teleterapia tienen una actividad muy alta, que puede llegar hasta 10.000 Ci ($3,7 \times 10^{14}$Bq.)

Aceleradores

- Acelerador circular Betatrón
  El Betatrón es un dispositivo circular en el que se aceleran electrones que proceden de un filamento incandescente. Esta estructura circular, en la que previamente se ha practicado el vacío, está situada entre los polos de un electroimán que crea campos magnéticos alternantes. Los electrones giran en órbitas fijas, en las que van siendo acelerados hasta altas energías; cuando se ha alcanzado la energía necesaria, los electrones son des-

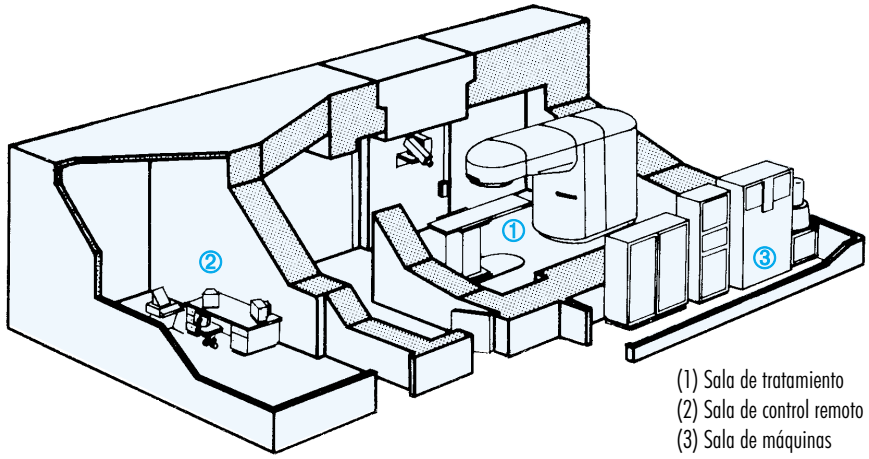


Figura 4.2. Vista general de una instalación con un Acelerador Lineal.

viados de su órbita hacia una ventana de salida del haz, o bien se les hace chocar con un blanco de tungsteno y se produce un haz de rayos-X. Pueden conseguir haces de fotones de hasta 45 MeV. Estos equipos, que se difundieron durante los años sesenta, ahora han sido desplazados por los aceleradores lineales.

- Aceleradores lineales
  En estos equipos la aceleración de los electrones se hace en un recorrido rectilíneo a lo largo de un tubo de vacío que se llama "guía de onda", ya que en él se ha generado una onda electromagnética de muy alta frecuencia (unos 3.000 MHz), que es la encargada de "empujar" los electrones. Igual que en los betatrones, se pueden obtener haces de electrones o de rayos-X. Estos equipos pueden producir haces de distintas calidades, cuyos valores extremos son 4 MeV y 25 MeV para fotones y 4 MeV y 20 MeV para electrones.

Salas de tratamiento en teleterapia

Todos los equipos de teleterapia van instalados en recintos blindados (bunkers) cuyas paredes de hormigón pueden tener hasta 2 m de espesor, y las puertas de acceso a las salas son blindadas con plomo, como en el caso de las unidades de ^{60}Co y aceleradores de hasta 6 MeV, o con plomo más parafina en aceleradores de más de

6 MeV (Figura 4.2.). El plomo tiene como misión proteger de la radiación de fotones. La parafina es para reducir la posible dosis de neutrones que se producen en los aceleradores de más de 10 MeV.

Las instalaciones de teleterapia constan de:

- Sala de tratamiento. Recinto donde va instalado el equipo y se colocan los enfermos para ser irradiados.
- Sala de control remoto. Recinto exterior a la sala de tratamiento desde donde se maneja el equipo de tratamiento.
- Sala de máquinas, en el caso de los aceleradores.

4.3 Aplicaciones de los radisótopos en la industria

Dentro del campo de la industria, las aplicaciones de los radisótopos son variadas y numerosas y debido a las ventajas que presentan en todos los procesos industriales, se han convertido en una importante herramienta de trabajo.

Las aplicaciones de los radisótopos en la industria se basan en la interacción de la radiación con la materia y su comportamiento en ésta, pudiendo establecerse una clasificación de dichas aplicaciones, de acuerdo con la propiedad en la que se basan, en tres grupos.

a) *Acción de la materia sobre la radiación*: Al penetrar la radiación a través de la materia experimenta fenómenos de absorción y dispersión. La medida de la radiación, suministra una información muy valiosa sobre el material en el que se produce la interacción de las radiaciones.

b) *Acción de la radiación sobre la materia*: El poder ionizante de las radiaciones altera las propiedades tanto físicas como químicas de los materiales. En este grupo de aplicaciones, se aprovechan las modificaciones que las radiaciones provocan en los materiales, sin importar lo que suceda con ellas.

c) *Trazadores*: El empleo de los radisótopos como trazadores se basa en la incorporación o identificación de los mismos con determinado material, para seguir el curso o comportamiento de éste mediante la detección de las radiaciones emitidas.

Otra clasificación que se establece de los radisótopos industriales es atendiendo a la presentación, encontrándonos:

a) *Radisótopos no encapsulados*: Los isótopos se pueden presentar en forma líquida, sólida, o gaseosa, contenidos en recipientes cerrados pero no sellados; ej. frascos para los sólidos o líquidos y ampollas de vidrio para los gases.

b) *Fuentes radiactivas encapsuladas*: Aquí los isótopos se encuentran encerrados en cápsulas selladas de materiales resistentes. Igualmente se consideran como fuentes radiactivas encapsuladas aquéllas en las que el material radiac-

tivo se encuentra sólidamente incorporado en materiales sólidos inactivos, de forma que esté protegido contra toda fuga.

4.3.1 Aplicaciones basadas en la acción de la materia sobre la radiación

Para este grupo de aplicaciones se suelen utilizar fuentes radiactivas, casi siempre encapsuladas, de pequeña o mediana actividad. En este grupo se incluyen aplicaciones tales como:

Gammagrafía

La gammagrafía o radiografía industrial es una técnica que se basa en la absorción diferencial que se produce cuando la radiación gamma atraviesa objetos con defectos y como se impresiona ésta en una placa fotográfica. Es ampliamente utilizada en la inspección de soldaduras.

Medidas de espesores y densidades

La técnica de medida de espesores y densidades mediante la utilización de fuentes radiactivas se basa en que la intensidad o densidad del flujo de radiación que se transmite o refleja, cuando la radiación atraviesa un material, depende de la densidad del aire y espesor de dicho material.

La tabla 4.2 muestra los isótopos más empleados en la industria para la medición de espesores y densidades.

Medidas de niveles

La medida y control de nivel mediante el empleo de fuentes de radiación se basa también en la absorción o retrodispersión de las radiaciones en la materia. Los procedimientos utilizados son muy variados y vienen caracterizados por las posiciones en que se coloca la fuente radiactiva y el detector.

De todos los procedimientos, el más relevante quizás sea el basado en la retrodispersión de la radiación, para medidas de nivel en pozos o depósitos subterráneos. Este método no sólo encuentra aplicación práctica para medidas de nivel en líquidos, también se hace uso de él en: llenado de botellas de gas, envasado de productos, determinación del nivel de carga en altos hornos, etc. En general, este método es especialmente útil en los casos de líquidos a elevadas temperaturas, líquidos corrosivos, tanques o recipientes a presión y en todos aquellos casos donde sea imposible o indeseable la utilización de dispositivos de contacto.

Medidas de humedad

La determinación de la humedad mediante la utilización de fuentes radiactivas se basa en la moderación de neutrones rápidos al chocar con los átomos de hidrógeno del agua. Este método es de extendida aplicación en análisis de suelos y en construcción de carreteras. Las fuentes de neutrones más utilizadas son: ^{226}Ra/Be y ^{241}Am/Be.

Tabla 4.2
Isótopos más utilizados para la medición de espesores y densidades

Isótopo	Símbolo	Semiperiodo		Radiación	Uso
Carbono-14	^{14}C	5730	años	β	para plásticos delgados
Níquel-63	^{63}Ni	100	años		
Kripton-85	^{85}Kr	10,73	años	β	para papel y plásticos
Estroncio-90	^{90}Sr	29	años	β	para papel grueso y cintas
Itrio-90	^{90}Y	64	horas		
Bario-133	^{133}Ba	10,4	años	γ	para láminas de aluminio y cobre
Estroncio-90	^{90}Sr	29	años	β	para láminas de aluminio y cobre
Cobalto-60	^{60}Co	5,3	años	β	para materiales densos
Cesio-137	^{137}Cs	30,1	años		

4.3.2 Aplicaciones basadas en la acción de la radiación sobre la materia

Dentro de este campo de aplicaciones puede establecerse una subdivisión:

- Aplicaciones basadas en la *acción bactericida de la radiación*. Utilizan elevadas actividades de emisores gamma. Como ejemplo de aplicación tenemos la esterilización de materiales.
- Aplicaciones basadas en la *acción ionizante de la radiación*. Utilizan actividades muy bajas de emisores alfa y beta. Las aplicaciones son: eliminación de electricidad estática, producción de materiales luminiscentes, detectores de humo, etc.

Esterilización de materiales

La aplicación de las radiaciones en la esterilización industrial de diversos productos, o en la conservación de alimentos, es relativamente reciente. La eficacia del método y su competitividad, desde el punto de vista económico, en relación con los métodos tradicionales, ha dado origen a un gran desarrollo de las plantas industriales de irradiación, basadas en el empleo de fuentes encapsuladas generalmente ^{60}Co ó ^{137}Cs– de muy alta actividad (10 a 600 Kci).

Eliminación de electricidad estática

La eliminación de la electricidad estática mediante la utilización de radisótopos se basa en los fenómenos de ionización que provocan las radiaciones en el medio que atraviesan.

Este método es de utilidad en aquellos casos en los que la acumulación de electricidad estática provoca grandes inconvenientes en los procesos industriales: industria textil, de materiales plásticos, de papel, vidrio, etc. Asimismo, es de utilidad en aquellas industrias en las que se utilizan grandes volúmenes de material inflamable y en aquellas en las que pueden provocarse explosiones por salto de chispa eléctrica. En este caso se utilizan emisores alfa y beta: ^{3}H, ^{85}Kr, ^{90}Sr y ^{241}Am.

Producción de materiales luminiscentes

Se basan en la propiedad de las partículas alfa y electrones de producir fenómenos de luminiscencia en algunos materiales. Los productos luminiscentes así obtenidos son de utilidad para señalización de aviones, barcos, ferrocarril, etc. Se utilizan emisores de partículas alfa o beta: ^{3}H, ^{85}Kr, ^{90}Sr y ^{147}Pb, etc.

Detectores de humo

El método de detección consiste en colocar en el interior de una cámara de fuente radiactiva, un emisor alfa o beta, que dé lugar a una corriente de ionización constante. La presencia de humo en la cámara provoca una disminución de la corriente de ionización, que se puede detectar con un aparato de medida adecuado.

La fuente radiactiva más utilizada es ^{241}Am.

4.3.3 Aplicaciones basadas en el empleo como trazadores

La técnica consiste en incorporar radisótopos -generalmente no encapsulados- a un material para seguir y estudiar el curso o comportamiento de éste, mediante la detección de las radiaciones. Para ello se pueden seguir dos métodos generales:

- Método físico: 1) El material radiactivo se incorpora al sistema; 2) se convierte en radiactivo el propio sistema. En ambos casos no hay reacción química entre el isótopo y el sistema que se investiga.
- Método químico: el material radiactivo se incorpora al sistema mediante reacción química con éste.

Las posibilidades de aplicación son prácticamente ilimitadas:

- Transporte de fluidos: Ampliamente utilizado en la medida de caudales, tiempo de resistencia, modelos de circulación, control de transporte en oleoductos.
- Estudios de desgaste y fricción: Los estudios sobre desgaste de componentes y piezas metálicas de máquinas tales como: segmentos de pistones, álabes de turbogeneradores, palieres. También son utilizados para el estudio del comportamiento de lubricantes.
- Investigación de procesos químicos: Poderoso medio para el estudio de la cinética y de los mecanismos de las reacciones químicas.

- Contaminación ambiental: El marcado radiactivo es de gran utilidad a la hora de estudiar la dispersión de determinados contaminantes en la atmósfera y medio acuático.
- Detección y localización de fugas en tuberías y depósitos.
- Control de homogeneidad de mezclas, etc.

4.4 Aplicaciones de los radisótopos en la agricultura

Los isótopos y las radiaciones desempeñan un papel importante en la agricultura moderna. Ya en 1964 la Organización de las Naciones Unidas para la Agricultura y la Alimentación junto con la OIEA, establecieron una Comisión Mixta para el Empleo de Isótopos y Radiaciones en el Desarrollo de la Agricultura y la Alimentación.

La aplicación de los radisótopos o de las radiaciones en la agricultura tiene por objeto:

- Obtener cultivos alimentarios de elevado rendimiento y ricos en proteínas.
- Producir variedades vegetales resistentes a las enfermedades y a la intemperie.
- Utilizar con eficacia los recursos hídricos.
- Determinar la eficacia en la absorción de los abonos por las plantas y optimizar la fijación del nitrógeno.
- Combatir o erradicar las plagas de insectos.
- Evitar las mermas durante el almacenamiento de las cosechas.
- Mejorar la productividad y sanidad de los animales domésticos.
- Prolongar el periodo de conservación de los alimentos.

4.4.1 Fertilidad del suelo, irrigación y productos agrícolas

El empleo eficaz de los abonos es de gran importancia, ya que éstos no solo son costosos, sino que el uso inadecuado o excesivo de los mismos puede perjudicar al medio ambiente. Es pues esencial que llegue a penetrar en las plantas la máxima cantidad posible de abono aplicado, a la vez que la proporción de abono que se pierde en la aplicación, sea la mínima posible.

Marcando los abonos con isótopos tales como el ^{32}P ó ^{15}N, se puede determinar la cantidad de abono que absorbe la planta y la que se pierde en el medio ambiente.

4.4.2 Mutación inducida

Durante los últimos 50 ó 60 años, se han realizado en todo el mundo millares de experimentos sobre la mutación de genes vegetales, con el fin de conferirles propiedades especialmente ventajosas para la agricultura. Existen dos métodos principales para inducir artificialmente dichas mutaciones: el empleo de agentes químicos y las

técnicas de irradiación. En realidad estos dos métodos son más bien complementarios, puesto que actúan de forma totalmente diferente el uno del otro. Ahora bien, en ciertos genes vegetales, especialmente en los de algunas plantas, como las frutales, las mutaciones se producen con mayor facilidad mediante la irradiación. Entre las propiedades importantes que pueden lograrse se cuentan las siguientes:

- Aumento de la resistencia al encamado: Se reduce la altura de la planta y se consigue un tallo más firme aumentando la fertilidad del suelo.
- Maduración más temprana o más tardía: La maduración de cultivos importantes, tales como el trigo, el arroz o la cebada, puede adelantarse en cinco o diez días, con la ventaja de dejar así sitio a otros cultivos que tienen de esta forma más posibilidades de escapar a los peligros de las sequías, las heladas o las plagas.
- Mejoras de las características de las semillas: Mejora del valor nutritivo (contenido en proteínas o en grasas).
- Aumento de la resistencia a las enfermedades: Este aspecto es muy importante, ya que muchas cosechas quedan destruidas por las enfermedades.
- Mejora de las características agronómicas: Estas pueden consistir en una mayor capacidad para soportar los rigores del invierno, mayor tolerancia al calor y mejor adaptabilidad a condiciones de suelo adversas.
- Mejora del rendimiento: Hasta ahora, se ha podido aumentar el rendimiento de alrededor un centenar de variedades de cultivo en proporciones entre el 3 y 10%. En alguno de los casos, el aumento puede ser de hasta el 45%.

4.4.3 Lucha contra los insectos

Si bien algunos insectos son importantes para mantener el equilibrio ecológico natural, otros destruyen valiosos cultivos alimentarios. Se ha estimado que, a escala mundial, las pérdidas de las cosechas ocasionadas por los insectos pueden ascender a más del 10% de la cosecha total.

La técnica de los insectos estériles (TIE) puede ser útil, en situaciones en las que éstos han adquirido resistencia a los insecticidas químicos. La técnica consiste en exponer insectos machos criados en laboratorio, en una fase apropiada de su desarrollo, a dosis de radiación ionizante suficientes para esterilizarlos. Los machos se aparean con las hembras, pero sin producir descendencia. Tras repetidas liberaciones de machos esterilizados, se reduce notablemente la plaga de insectos en un área determinada.

Para aplicar con éxito la TIE deben realizarse, como primera medida, estudios ecológicos muy detallados. Deberá evaluarse el número aproximado de insectos, sus movimientos, hábitos, gama y distribución. Los estudios pueden durar meses, ya que es necesario marcar los insectos (normalmente mediante radisótopos) y atraparlos nuevamente.

Como ya se ha mencionado, la marcación por radisótopos también se emplea en el estudio de la ecología de los insectos. Se pueden emplear isótopos radiactivos, o actividades en concentraciones de tan solo una diezmillonésima parte, con el fin de distinguir a un insecto para poder seguir sus movimientos en una amplia zona durante un periodo largo.

Los isótopos más usados para el marcado de insectos son el fósforo-32 (^{32}P) y el hierro-59 (^{59}Fe).

4.4.4 Zootecnia

Existen muchos animales de los que obtenemos carne, leche e incluso energía. Los radisótopos pueden desempeñar un papel importante en la estimación de las cantidades óptimas de alimentos y de agua que deben recibir estos animales. Asimismo, con el empleo de técnicas de radiación ionizante, se han podido combatir algunas enfermedades corrientes. También se vienen utilizando modernas técnicas de radioinmunoanálisis para controlar las hormonas que determinan el régimen reproductivo del animal.

4.4.5 Conservación de alimentos

La irradiación de alimentos es un medio físico de tratamiento comparable al efectuado por calor o congelación. El proceso consiste en exponer los alimentos -ya sea envasados o a granel- a rayos gamma, rayos X o electrones durante un tiempo determinado. Las fuentes de rayos gamma más corrientes y aprobadas que se utilizan para el tratamiento de alimentos son el Cobalto-60 y el Cesio-137.

Es importante señalar que la exposición de los alimentos a estas fuentes de radiación no induce radiactividad en los mismos, ni siquiera cuando se aplican dosis de radiación cien o mil veces más elevadas que la dosis necesaria para el tratamiento de los alimentos.

Para la irradiación de alimentos se emplean tres niveles de dosis de radiación:

1. Dosis baja (hasta 1 K Gy), usada para inhibición de la germinación, desinfestación de insectos y retraso de la maduración.
2. Dosis media (de 1 a 10 K Gy), usada para la prolongación del periodo de conservación, reducción de la carga microbiana y mejoras en las propiedades tecnológicas del alimento.
3. Dosis alta (de 10 a 50 K Gy), usada en la esterilización con propósitos comerciales y eliminación de virus.

Las condiciones previas que justifican la amplia utilización de los alimentos irradiados son:

a) Prueba de que el producto irradiado es apropiado para el consumo humano.
b) Viabilidad tecnológica.
c) Competitividad del proceso desde el punto de vista económico.

4.5 Aplicaciones de los radisótopos en investigación

Los radisótopos constituyen la herramienta por excelencia en todas las ocasiones en que sea necesario colocar una etiqueta a una molécula cuyo destino final se tenga interés en conocer, sea en procesos físicos, químicos o biológicos. Por tanto, no es sorprendente el uso de los radisótopos en investigación.

En general la investigación emplea los radisótopos ensayando en laboratorio, a pequeña escala, el comportamiento de un proceso o actividad que posteriormente podrá aplicarse a gran escala.

4.6 La fabricación de los elementos combustibles: primera parte del ciclo del combustible nuclear

4.6.1 Combustibles nucleares

En una central nuclear se utiliza un combustible nuclear en el que se producen reacciones nucleares de fisión con una elevada producción de energía, la cual se transforma posteriormente en energía eléctrica.

Una de las razones argumentadas por las opiniones favorables a la obtención de energía mediante la utilización de la fusión nuclear en forma comercial, es la abundancia en la naturaleza de los elementos empleados como combustible nuclear. Estos elementos susceptibles de ser utilizados como combustible nuclear son el uranio y el torio. El plutonio, también puede emplearse como combustible, aunque debido a su relativamente corto periodo de desintegración, no existe en la naturaleza y sólo se obtiene en los reactores de fisión de las centrales nucleares.

El uranio, de número atómico 92, es el combustible nuclear por excelencia, con un contenido isotópico en su estado natural de 0,71% en átomos de uranio-235 (^{235}U). Se encuentra en la naturaleza en una proporción de 800 veces más abundante que el oro, unas 40 veces más que la plata y tanto como el plomo o el cobalto.

El plutonio, de número atómico 94 también puede utilizarse como combustible nuclear, aunque no se encuentra en la Naturaleza, ya que los isótopos del plutonio (^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu) tienen vidas medias inferiores a la de la Tierra. Su producción tiene lugar en reactores nucleares mediante las reacciones de captura de neutrones con el uranio-238.

El torio es más abundante que el uranio, pero al ser el ^{232}Th el único isótopo disponible, su empleo en reactores nucleares es muy limitado.

Estos combustibles deberán prepararse para su empleo en reactores nucleares, mediante el proceso adecuado a cada tipo de reactor.

4.6.2 Ciclo del combustible nuclear

El ciclo del combustible nuclear comprende todas las etapas por las que debe pasar cualquier combustible de éste tipo para ser usado en reactores nucleares, incluyendo aquellas que permiten manejar el combustible gastado y los residuos generados, eliminando o reduciendo al máximo cualquier interacción con el medio ambiente.

El ciclo del combustible de uranio, tiene dos fases claramente diferenciadas:

La primera comienza con las actividades de minería del uranio, y finaliza con la introducción de los elementos de combustible en el reactor nuclear. Al combustible de esta fase se le denomina *no gastado.*

La segunda fase comienza con la extracción de los elementos combustibles del reactor después de una estancia más o menos larga, que depende del tipo de reactor, y finaliza con la gestión del combustible gastado.

En las figuras 4.3 y 4.4 se muestran los esquemas de la primera y de la segunda parte del ciclo del combustible nuclear.

Las actividades de la primera fase son: minería, fabricación de concentrados de uranio, conversión a hexafluoruro de uranio (solamente cuando se use uranio enriquecido), enriquecimiento del uranio, fabricación de elementos combustibles y su transporte desde la fábrica hasta los reactores.

Las actividades de la segunda fase comprenden: para el caso del ciclo abierto, el almacenamiento temporal del combustible gastado y su gestión como residuo de alta actividad y, para el caso del ciclo cerrado actual, su transporte hasta la fábrica de reelaboración, el posterior transporte del uranio y plutonio recuperados hasta la fábrica de elementos combustibles, y la gestión de los residuos radiactivos generados. Para el caso de ciclo cerrado avanzado, se unen al ciclo cerrado actual, las técnicas de separación y transmutación.

Puesto que casi todos los reactores nucleares emplean uranio como combustible, en lo que sigue se describirán las fases del ciclo de este combustible, apuntando que para el resto (plutonio y torio), las fases son las mismas, pero que los procedimientos varían, al ser distintos los constituyentes y sus propiedades.

4.6.3 Minerales de uranio. Prospección y minería

Los minerales de uranio son numerosos, pues se conocen alrededor de 150 variedades. Pueden encontrarse en forma primaria (pechblenda y uraninita); en forma oxidada (carnonita, autinita, torbenita, gumita); o en forma refractaria (euxenita, davidita, betafita, etc.).

La riqueza en uranio del mineral, o ley del mineral, es importante para decidir la explotación de un cierto yacimiento, ya que las leyes son muy bajas (menos del 1%), y solamente aquellos yacimientos en los que se estiman cantidades elevadas se consideran rentables. El mineral más rico en uranio es la pechblenda.

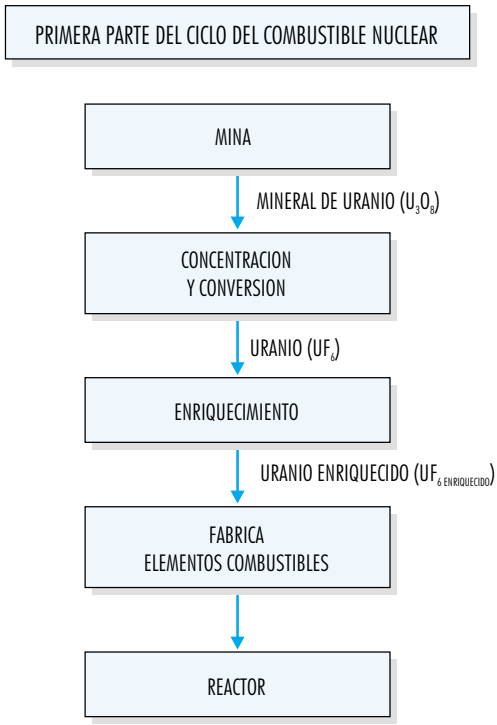


Figura 4.3. 1ª parte del ciclo del combustible nuclear.

La prospección o búsqueda de yacimientos se realiza de muy diversas formas aunque, en general, la existencia de mineral se observa por la existencia del gas radón, producto de la cadena de desintegración del uranio.

4.6.4 Yacimientos y recursos mundiales de uranio

Los yacimientos de uranio se encuentran repartidos en zonas muy localizadas del globo terrestre. De todos ellos, los que tienen un gran volumen de reservas son los del continente africano, concretamente los de Sudáfrica, Namibia, Gabón y Níger. En Europa, con un volumen de reserva ciertamente menor, destacan los yacimientos de Francia, que son los dos de mayores reservas del continente, al que siguen los de España. En el continente americano destacan los de Canadá y Estados Unidos, junto con Brasil y Argentina; y en la zona del pacífico, destaca Australia como el país más importante con recursos de uranio. En la figura 4.5 se muestra la evolución de la producción de uranio en el mundo occidental.

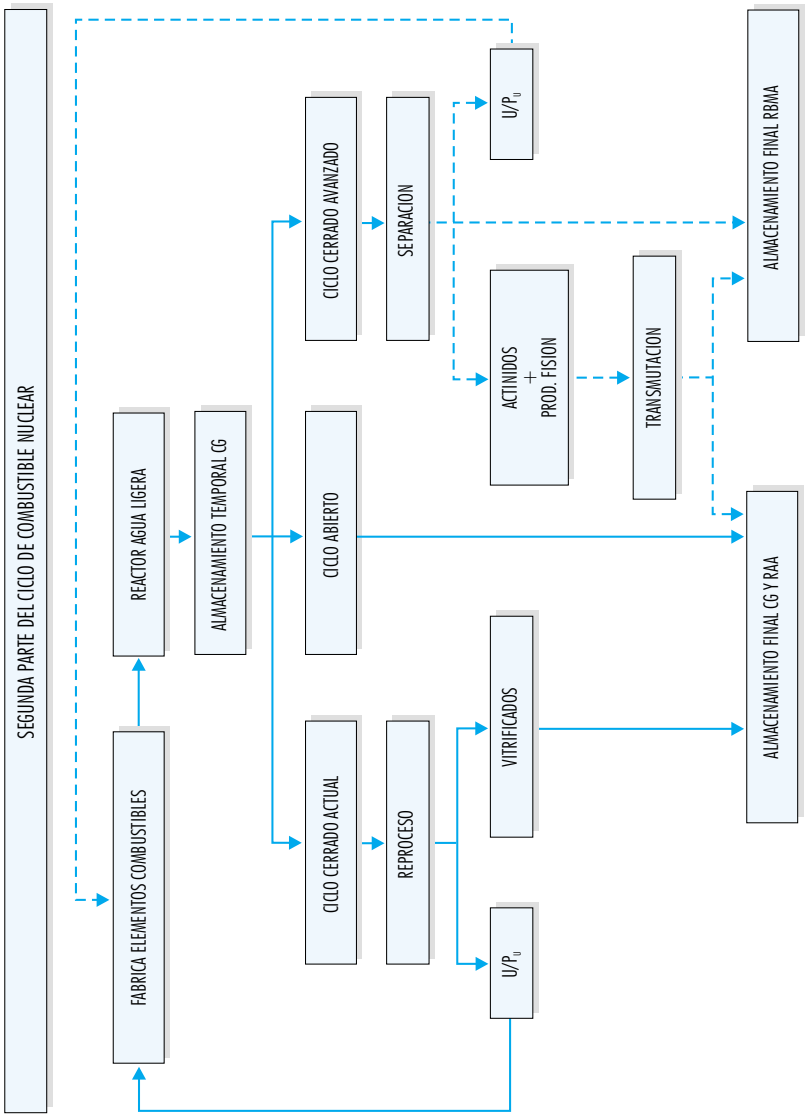


Figura 4.4. 2ª Parte del Ciclo del Combustible Nuclear.

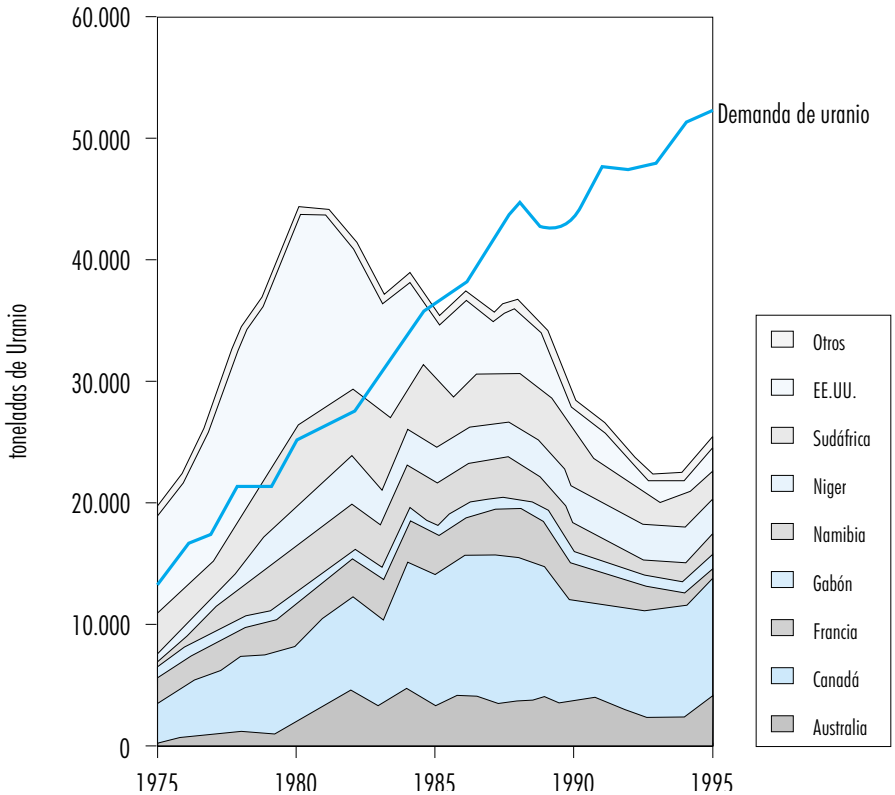


Figura 4.5. Evolución de la producción de uranio en el mundo occidental.

En la actualidad, la minería en España se encuentra localizada en el yacimiento de Saélices el Chico (Salamanca). Las actividades de extracción de uranio son desarrolladas únicamente por la Empresa Nacional del Uranio, S.A. (ENUSA).

4.6.5 Concepto de concentrado de uranio. Fabricación en España

Para evitar tratar grandes cantidades de mineral en el proceso de fabricación de combustible, se efectúa lo que se llama concentración del uranio. La fabricación de concentrados de uranio consiste en tomar el mineral de uranio (en forma de U_3O_8), y mediante procesos físico-químicos, aumentar hasta valores superiores al 70% el contenido de uranio, obteniéndose lo que se conoce como "pastel amarillo" debido a su color. Para evitar el transporte de grandes cantidades de mineral, estas fábricas suelen colocarse lo más cerca posible de las minas.

La concentración se realiza en varias etapas, mediante diversos procedimientos, aunque todos ellos necesitan operar sobre cifras de toneladas de mineral muy elevadas, como consecuencia de la pobreza en uranio de todos los minerales. A esta primera operación de concentración debe seguir una de refino, es decir, de eliminación de impurezas y de elaboración.

En España, próxima al yacimiento de uranio, se encuentra la planta de concentración de Ciudad Rodrigo (Salamanca), propiedad de ENUSA.

4.6.6 Importancia del uranio enriquecido

El uranio enriquecido, se obtiene del uranio natural aumentando la proporción de átomos de ^{235}U, pasando de un 0,71% a un 3% por término medio. Este proceso se denomina enriquecimiento del uranio.

Por razones físicas, cuando se aumenta el contenido de átomos de ^{235}U en un reactor térmico, la energía que se obtiene por tonelada de uranio es mayor que cuando se usa uranio natural. Además, para la misma potencia térmica, el tamaño del núcleo del reactor es menor en un reactor con uranio enriquecido, que en uno con uranio natural. Estas conclusiones, matizadas con aspectos económicos, han dado lugar a que los reactores nucleares con uranio enriquecido sean más económicos y que el coste de Kwh en ellos, sea menor.

Cada tipo de reactor suele usar un determinado combustible, siendo diferente su porcentaje de enriquecimiento. Así:

- Reactor de grafito-gas (GCR) utiliza: uranio natural.
- Reactor avanzado de gas (AGR) utiliza: uranio enriquecido (2%).
- Reactor de agua pesada (HWR) utiliza: uranio natural.
- Reactor de agua a presión (PWR) utiliza: uranio enriquecido (3,3%).
- Reactor de agua en ebullición (BWR) utiliza: uranio enriquecido (2,6%).
- Reactor rápido (FBR) utiliza: uranio empobrecido (U-238).

4.6.7 Métodos de enriquecimiento isotópico

La separación de los isótopos ^{235}U y ^{238}U es muy compleja, debido a las masas tan similares que poseen. No obstante, se han desarrollado varios métodos, algunos de los cuales se han usado desde la década de los cuarenta, y otros son de reciente desarrollo. Todos tienen en común que emplean el único compuesto gaseoso estable a temperatura cercana a la ambiente: el hexafluoruro de uranio (UF_6). Éste presenta algunos problemas en su empleo industrial al tener que trabajar con él a temperaturas superiores a la ambiental, ya que solidifica a 56°C, a la presión atmosférica; además reacciona con diversos materiales y aleaciones, y ávidamente con el agua.

En las plantas de enriquecimiento se obtiene un producto enriquecido con una proporción de átomos de ^{235}U superior a la del uranio natural, así como un producto empobrecido llamado colas, con un contenido inferior al del uranio natural.

Los métodos de enriquecimiento más utilizados son la difusión gaseosa y la ultracentrifugación.

El método de difusión gaseosa se basa en la distinta velocidad con que se difunden gases o vapores de distinto peso molecular a través de una membrana porosa. El gas que atraviesa primero la barrera será algo más rico en el isótopo ligero, mientras que el gas restante contendrá una mayor proporción del isótopo pesado. Como el enriquecimiento que se alcanza en una sola etapa de difusión es muy pequeño, el proceso a escala industrial consiste en hacer pasar el gas (UF_6) por diversas barreras o membranas porosas, y recoger al final un gas enriquecido en moléculas de ^{235}U y un gas empobrecido, colas (Figura 4.6).

Este método requiere un alto consumo de energía eléctrica y sólo algunos países poseen esta tecnología: EE.UU., Rusia, Francia, y China.

El proceso de centrifugación se basa en que si se centrifuga un gas o vapor que contiene especies moleculares de masa distinta, la fuerza gravitatoria producirá una separación parcial, moviéndose las moléculas más pesadas hacia la periferia y tendiendo las más ligeras a permanecer próximas al centro (Figura 4.7).

La característica principal del proceso de centrifugación es que el grado o factor de separación, depende de la diferencia de masas entre las moléculas isotópicas, mientras que en el proceso de difusión gaseosa, el factor determinante es la raíz cuadrada del cociente de dichas masas.

Para un elemento pesado, como el uranio, este cociente es tan próximo a la unidad, que es preciso utilizar un gran número de etapas para obtener una separación isotópica apreciable por difusión gaseosa. Por otra parte, el hecho de que las masas de los isótopos de uranio proliferan en 3 unidades, debería contribuir a que la centrifugación fuera un método muy efectivo. Sin embargo, las posibilidades de este método están limitadas por el límite de velocidad impuesto por la resistencia mecánica del material que constituye el interior de la centrifugadora y por el límite de longitud debido a la aparición de velocidades críticas.

Este método requiere un menor consumo de electricidad y algunos países que poseen esta tecnología son: EE.UU., Australia, Inglaterra, Holanda, Japón y Alemania.

4.6.8 Suministro de enriquecimiento isotópico

El abastecimiento de combustible enriquecido se ajusta a la situación internacional del mercado de ofertas, entre las cuales, el máximo ofertante de occidente son los Estados Unidos de América, mediante el servicio del DOE (Departamento de Energía). Este servicio consta de tres plantas de difusión gaseosa de gran capacidad.

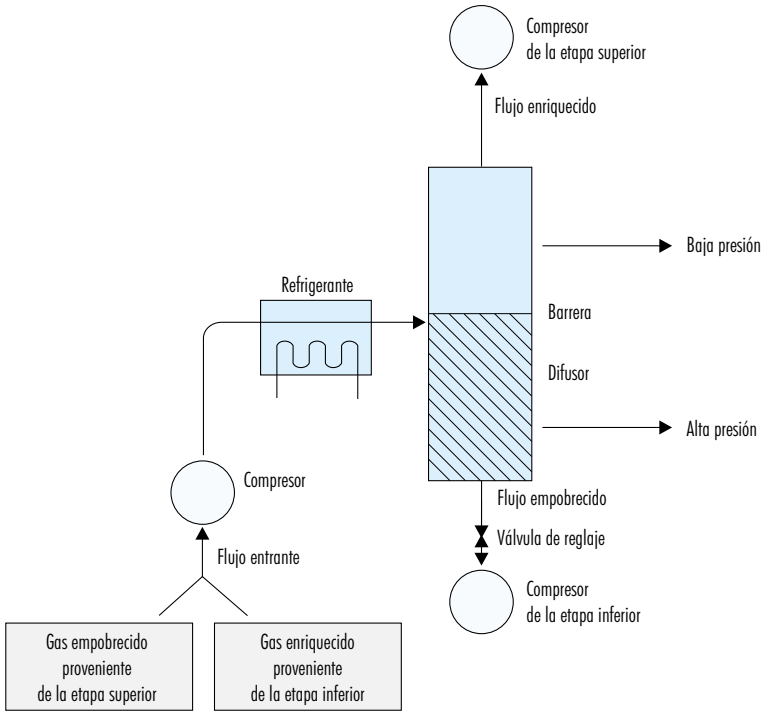


Figura 4.6. Difusora de varias etapas.

La sociedad EURODIF, formada por Francia, Italia, Bélgica, España e Irán, posee una planta por difusión gaseosa en Tricastín (Francia).

4.6.9 Fabricación de elementos combustibles

La fabricación de elementos combustibles depende del tipo de reactor para el que vayan a ser usados. En general, para aquellos que usan el uranio enriquecido se sigue un proceso previo diferente a los que emplean uranio natural y por supuesto, las fases de montaje mecánico y la composición es distinta de unos a otros. En la tabla 4.3 se muestran los distintos tipos de combustible según el tipo de reactor.

Un elemento combustible de un reactor de agua pesada tiene forma cilíndrica, con varias barras de combustible de UO_2. Las vainas son de zircaloy y está situado en un tubo a presión por donde circula el refrigerante (agua pesada).

En los de grafito-gas, el combustible es uranio metálico en aleación con magnesio y núcleo de magnesio, además posee unas aletas externas.

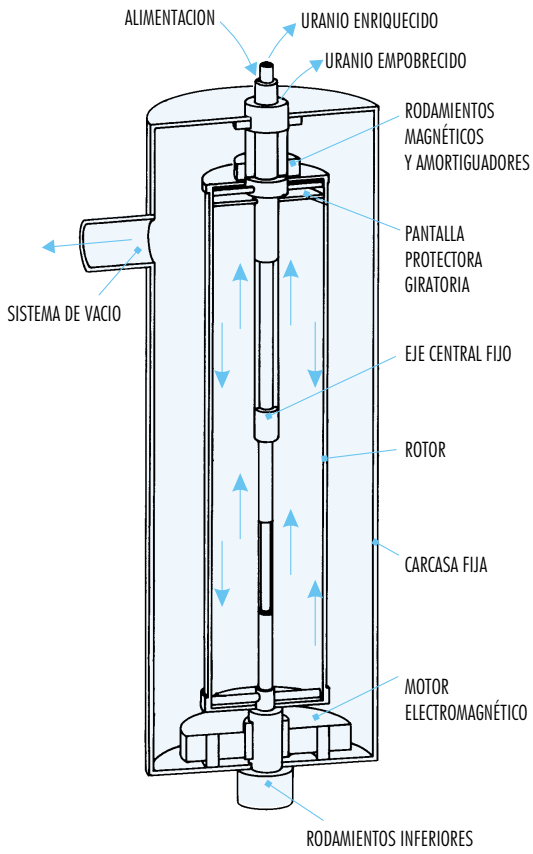


Figura 4.7. Centrifugadora.

Para reactores de agua ligera, bien a presión (PWR), bien en ebullición (BWR) que emplea uranio enriquecido, el proceso de fabricación consta de tres fases (Figura 4.8).

- Proceso químico, de transformación de hexafluoruro de uranio sólido a óxido de uranio, UO_2, en polvo.
- Proceso cerámico, en el que el polvo de UO_2 se transforma en pastillas cerámicas de alta densidad.
- Proceso mecánico, en el que se realiza la carga de las pastillas en los tubos de zircaloy, la fabricación de cabezales, rejillas y tapones, y el montaje de los componentes hasta dar lugar al elemento combustible final.

En las figuras 4.9 y 4.10 se muestran de forma detallada, los procesos de fabricación del elemento combustible para un reactor de agua a presión y un reactor de agua en ebullición, respectivamente.

4.7 Centrales nucleoeléctricas

4.7.1 La fisión nuclear

Si bombardeamos con neutrones los núcleos de átomos pesados, éstos pueden dividirse en varios fragmentos formados por núcleos de átomos más ligeros, apareciendo una emisión de neutrones y una gran cantidad de energía. A este proceso se le denomina "*reacción de fisión*".

En el proceso de fisión, el núcleo excitado compuesto que se forma tras la absorción de un neutrón, se escinde en dos núcleos más ligeros, que se desprenden a gran velocidad. Los neutrones que aparecen, también lo hacen a una determinada velocidad. A todos estos productos que se presentan en una reacción nuclear se les denomina fragmentos de fisión y aparecen casi instantáneamente.

Los productos que aparecen en la fisión son radiactivos, emisores de partículas β y dan lugar a unas series radiactivas formadas por varios nucleidos.

Tabla 4.3
Características del combustible de distintos tipos de reactores

Tipo de reactor	Tipo de combustible	Material fisionable y fértil	Material de la vaina del combustible	Moderador	Refrigerante
Refrigerado por gas	Uranio metálico o aleación con Mg.	Uranio natural	Aleación de magnesio	Grafito	Anhídrido carbónico (CO_2)
Agua pesada	Óxido de uranio (UO_2)	Uranio natural	Zircaloy	Agua pesada (D_2O)	Agua pesada (D_2O)
Agua a presión	Óxido de uranio (UO_2)	Uranio enriquecido (3,3%)	Zircaloy	Agua ligera (H_2O)	Agua ligera (H_2O)
Agua en ebullición	Óxido de uranio (UO_2)	Uranio enriquecido (2,6%)	Zircaloy	Agua ligera (H_2O)	Agua ligera (H_2O)
Generador rápido	Óxidos mixtos de uranio (80%) y plutonio (20%)	Uranio empobrecido (U-238) y plutonio	Acero inoxidable	Ninguno	Sodio fundido

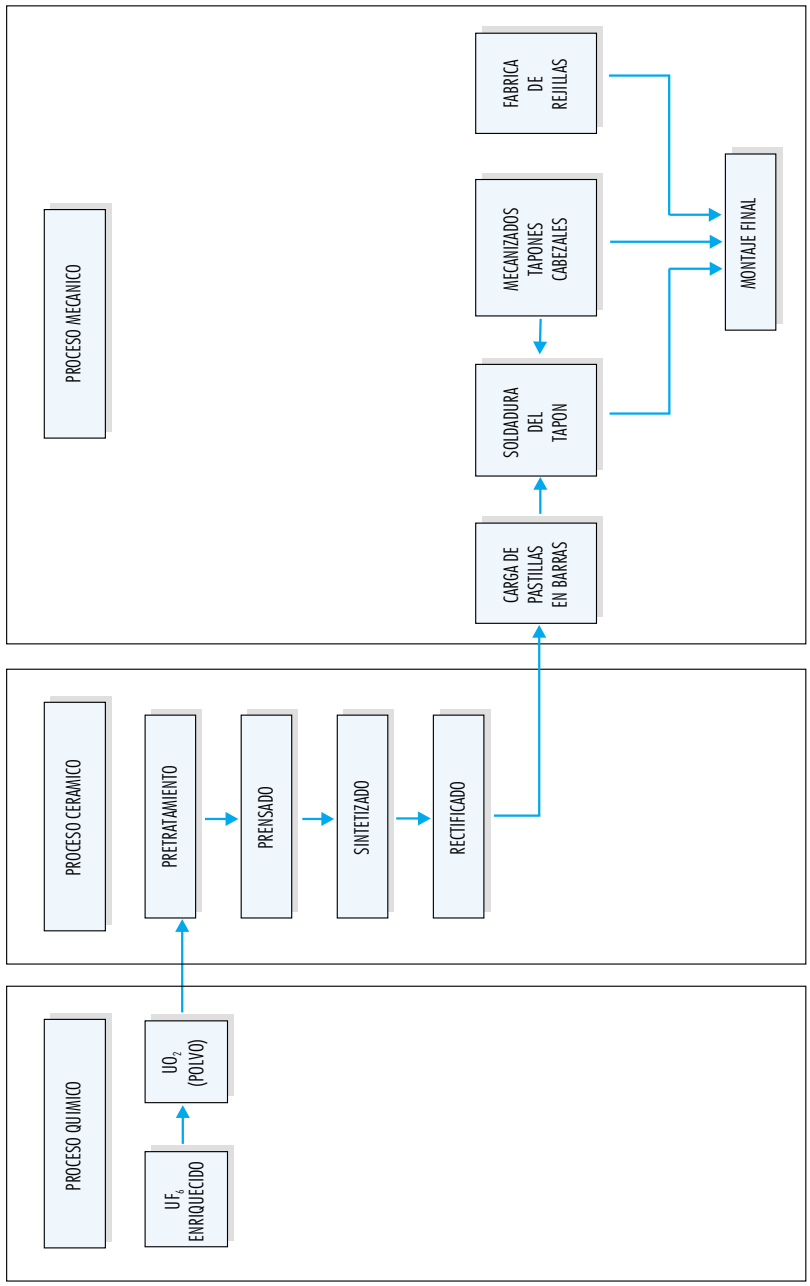


Figura 4.8. Etapas de fabricación del combustible para reactores de agua ligera.

La fisión en el uranio-235 se produce en más de 40 formas distintas, lo que implica la existencia de más de 80 productos de fisión diferentes los cuales, mediante los núcleos que aparecen en las series radiactivas, dan lugar a la formación de aproximadamente 200 nucleidos radiactivos, la mayoría de los cuales no existen en la Naturaleza.

Para calcular la cantidad de energía liberada por la fisión de un núcleo atómico, basta con determinar la disminución neta de masa y aplicar luego la ecuación masa-energía de Einstein.

La fisión de un átomo de ^{235}U da aproximadamente $2{,}5 \times 10^6$ veces más energía que la combustión de un átomo de ^{12}C (Carbono estable). La mayor parte de la energía de fisión (más del 80%) aparece como energía cinética de los fragmentos de la fisión, la cual se transforma en calor inmediatamente. Parte del 20% restante se presenta en forma de radiación instantánea, procedente de los fragmentos de fisión excitados, y

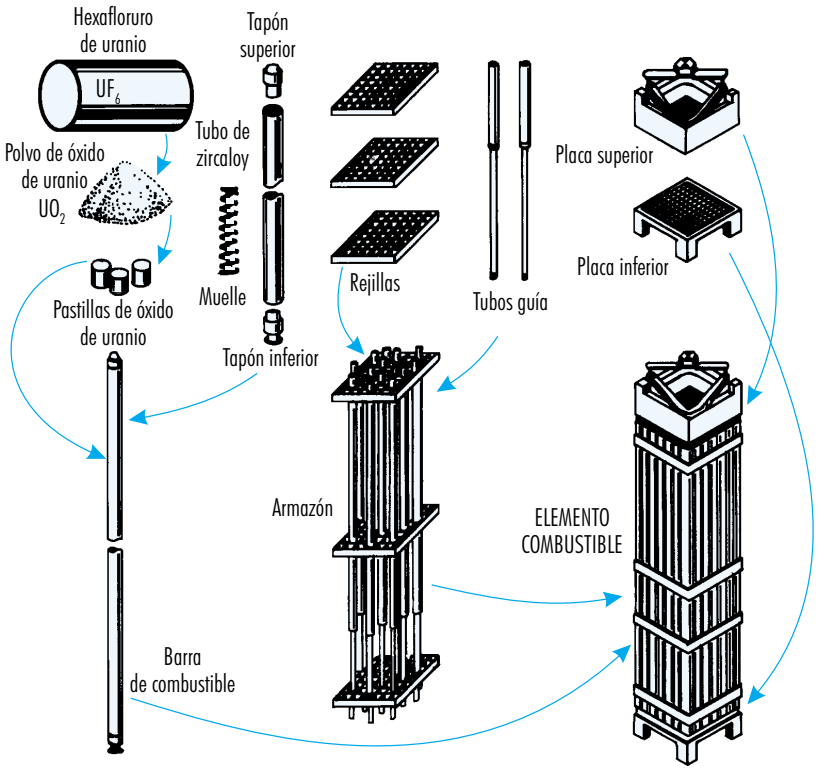


Figura 4.9. Proceso de fabricación del elemento combustible para un reactor PWR.

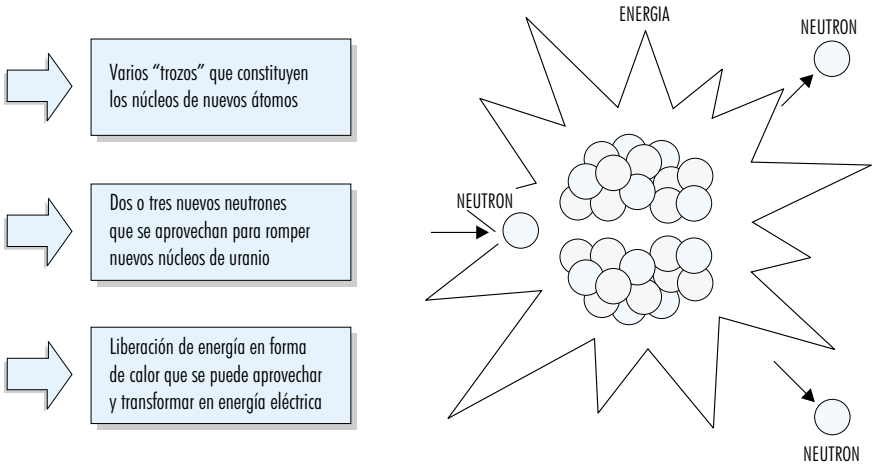


Figura 4.10. Fisión de un átomo.

como energía cinética de los neutrones de fisión. El resto corresponde a la energía de las partículas β y a los rayos emitidos por los productos de fisión radiactivos, energía que se va liberando gradualmente a medida que dichos productos se van desintegrando a lo largo del tiempo. Esta radiación se manifiesta en forma de calor.

La figura 4.10 muestra el esquema de fisión de un átomo.

Distribución aproximada de la energía de fisión

Energía cinética de los fragmentos de fisión . . .	82,4%
Energía de la radiación gamma instantánea	3,5%
Energía cinética de los neutrones de fisión	2,5%
Partículas beta de los productos de fisión.	3,5%
Rayos gamma de los productos de fisión	3,0%
Neutrinos	5,0%
Energía de fisión total	100,0%

4.7.2 La reacción en cadena

¿Qué ocurre cuando disponemos de una gran cantidad de núcleos de uranio para fisionar?

- Que los neutrones liberados en la fisión de cada núcleo se aprovechan para romper nuevos núcleos, produciendo otros neutrones, que a su vez vuelven a romper nuevos núcleos liberando nuevos neutrones, y así sucesivamente.
- Que al producirse muchas fisiones se dispone de una gran cantidad de calor que se podrá transformar en energía eléctrica.

El proceso descrito anteriormente se denomina *"reacción en cadena"*.

4.7.3 Centrales nucleares

En una central nuclear, como en una central térmica, se transforma la energía calorífica de un combustible en energía mecánica, y ésta en eléctrica. El calor producido calienta el agua y la convierte en vapor directa e indirectamente. El vapor pasa por una turbina que acciona un alternador produciendo la energía eléctrica, atraviesa luego un condensador donde se convierte de nuevo en agua y, mediante bombas, este agua se vuelve a hacer pasar por la parte caliente del reactor, convirtiéndose de nuevo en vapor.

En una central térmica convencional, el calor proviene de la combustión en la caldera de un combustible como carbón, petróleo o gas; sin embargo, en una central nuclear, el calor proviene de la reacción en cadena que tiene lugar en el *"reactor nuclear"*.

La regulación del calor que se produce en la fisión nuclear se realiza mediante determinados elementos de control denominados moderadores, que sirven para controlar adecuadamente la cantidad de neutrones emitidos en el proceso de fisión. La forma más utilizada para modificar la cantidad de neutrones es el sistema de las "barras de control". Son unas barras constituidas por materiales absorbentes de neutrones (principalmente compuestos de boro y cadmio) que se introducen en el núcleo del reactor. Al introducir estas barras disminuye la velocidad de reacción y al sacarlas aumenta. Con este sistema se puede modificar la potencia del reactor.

El calor producido en el reactor se extrae mediante un refrigerante que circula alrededor del combustible y puede ser agua (ligera o pesada), gas (anhídrido carbónico o helio), y otros menos habituales como aire, vapor de agua, metales líquidos o sales fundidas.

El combustible utilizado en la mayoría de las centrales nucleares es el uranio. Este tiene dos isótopos el ^{238}U y el ^{235}U los cuales se dan en el uranio natural en proporciones del 99´3% y del 0´7% respectivamente.

Los tipos de reactores nucleares pueden clasificarse atendiendo a varios criterios:

- Según la velocidad de los neutrones. Reactores rápidos o reactores térmicos.
- Según el combustible utilizado. Reactores con uranio natural o con uranio enriquecido en U-235.

- Según el moderador. Reactores de agua ligera, agua pesada o grafito.
- Según el refrigerante utilizado. Agua ligera o pesada, gas, etc.

A continuación veremos los dos tipos de reactores nucleares que hay en operación en España.

Reactor de agua a presión (PWR)

Es el más utilizado en el mundo. Emplea como moderador y refrigerante el agua ligera. El circuito de refrigeración está sometido a presión para que el agua no pase a vapor. Este agua a presión lleva el calor del núcleo del reactor a un intercambiador de calor donde se genera el vapor que mueve la turbina. En este tipo de reactor existen dos tipos de circuitos, el primario y el secundario. Ambos son totalmente independientes.

El combustible utilizado es óxido de uranio ligeramente enriquecido que se presenta en pastillas de 1 cm. de diámetro. Estas pastillas se introducen en un tubo de aproximadamente el mismo diámetro y varios metros de longitud. Los tubos son de zircaloy (aleación de hierro, cromo, níquel, zirconio).

La figura 4.11 muestra el esquema de un elemento combustible.

En España, las centrales pertenecientes a este tipo son:

- José Cabrera (Zorita)
- Almaraz I y II
- Ascó I y II
- Trillo
- Vandellós II

Reactor de agua en ebullición (BWR)

En este reactor, el moderador y el refrigerante también es el agua ligera. En este caso, el refrigerante no está sometido a tanta presión como en el caso anterior, con lo cual se encuentra en estado de vapor. Este vapor producido en el núcleo llega directamente a la turbina, sin que exista entre medias un intercambiador de calor.

El combustible en este caso es óxido de uranio enriquecido, introducido en el mismo tipo de elementos combustibles.

Las centrales españolas pertenecientes a este grupo son:

- Santa María de Garoña
- Cofrentes

La figura 4.12 muestra el funcionamiento de los dos tipos de reactores, PWR y BWR.

4.7.4 Fusión nuclear

La fusión consiste en la unión de dos átomos ligeros para formar átomos más pesados con desprendimiento de energía en forma de energía cinética en los átomos y partículas formados (Figura 4.13).

Las primeras reacciones que se intentaron pretendían fundir los núcleos de dos de los isótopos del hidrógeno, concretamente el deuterio con el tritio, de tal forma que resultara un núcleo de helio y un neutrón libre. Esta reacción, que se ha comprobado tiene

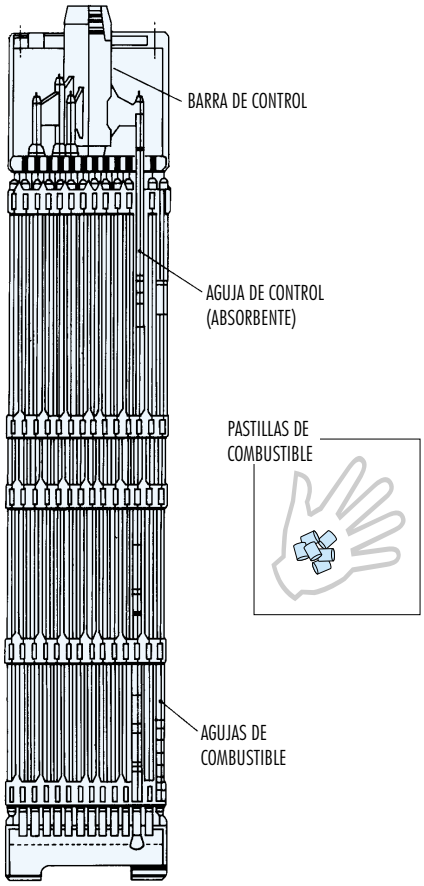


Figura 4.11. Elemento combustible.

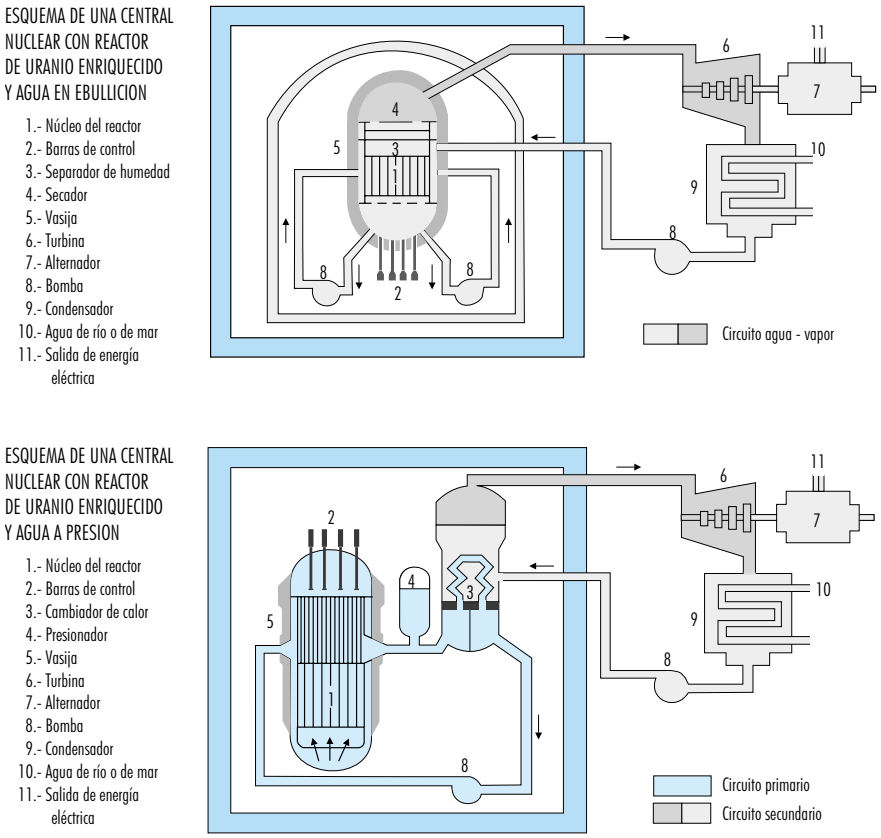


Figura 4.12. Tipos de reactores nucleares.

lugar en el interior del Sol, y a partir de ella esta estrella, como el resto de las que forman el universo, obtiene las inmensas cantidades de energía que la caracterizan.

La forma en la cual se produce la fusión de dos núcleos es la siguiente:

Es preciso acercar los núcleos hasta una situación en la cual se produce la reacción, apareciendo los productos de fusión y la liberación de energía. Para que estos núcleos puedan acercarse tanto, es necesario vencer las fuerzas de repulsión y por ello debemos calentar el medio hasta que éste alcance temperaturas del orden de 50.000° K. En estas condiciones el medio se transforma en un plasma (cargas libres

con carga global nula y con propiedades especiales de conductividad, compresibilidad y deformabilidad). Este plasma es necesario confinarlo ya que las partículas que lo forman tienden a seguir caminos independientes, pudiendo incluso no realizarse la fusión de los núcleos.

Este confinamiento se puede realizar de dos formas: La llamada magnética y la inercial.

La fusión por confinamiento magnético utiliza campos electromagnéticos mediante los cuales las partículas del plasma se mueven ordenadas por el campo, lo cual hace que se produzca la reacción.

La fusión por confinamiento inercial consiste en producir el calentamiento y el confinamiento a la vez, usando como fuente de calor y como confinador el mismo dispositivo. Esto se suele realizar con láseres de alta potencia. Para que la fusión sea rentable energéticamente, la cantidad de energía producida por la reacción debe ser mayor que la empleada para calentar y para confinar.

En la figura 4.14 se muestra el esquema de un reactor nuclear de fusión.

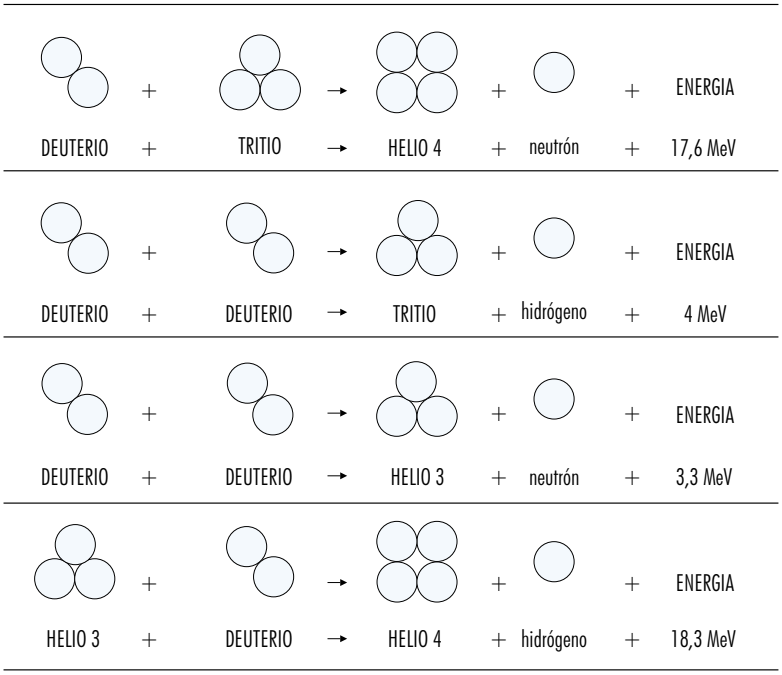


Figura 4.13. La fusión nuclear.

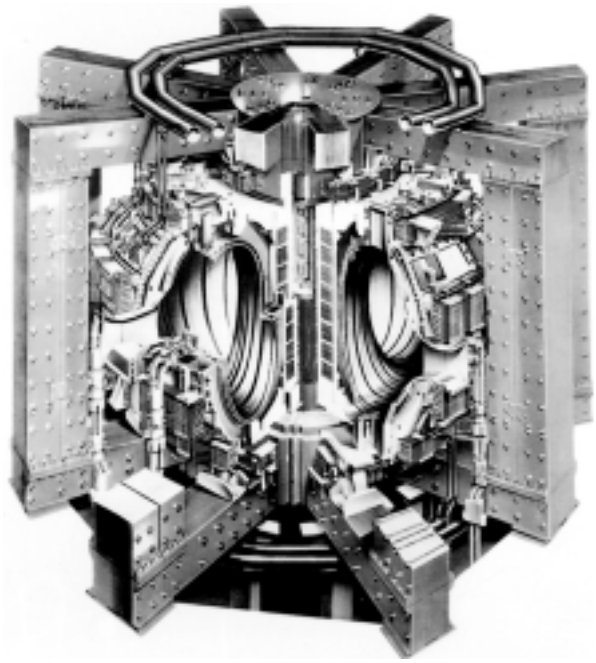


Figura 4.14. Esquema de un reactor nuclear de fusión.

4.8 Instalaciones nucleares y radiactivas en España

Las instalaciones industriales, hospitalarias o de investigación que utilizan materiales radiactivos en sus procesos se dividen en dos grandes grupos: instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas.

La clasificación se establece de acuerdo a lo siguiente:

Instalaciones nucleares

Se clasifican en las cuatro categorías siguientes:

a) Centrales nucleares.

b) Reactores nucleares.

c) Fábricas que utilicen combustible nuclear para producir sustancias nucleares y fábricas en las cuales se traten sustancias nucleares.

d) Instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares.

- Existen actualmente en España, siete centrales nucleares en operación con nueve reactores:
  - Almaraz I y II. Dos reactores de agua a presión (PWR) de 930 Mw, cada uno.
  - Ascó I y II. Dos reactores de agua a presión (PWR) de 930 Mw, cada uno.
  - Cofrentes. Un reactor de agua en ebullición (BWR) de 990 Mw.
  - José Cabrera. Un reactor de agua a presión (PWR) de 160 Mw.
  - Santa María de Garoña. Un reactor de agua en ebullición (BWR) de 460 Mw.
  - Trillo. Un reactor de agua a presión (PWR) de 1.041 Mw.
  - Vandellós II. Un reactor de agua a presión (PWR) de 982 Mw.

La potencia eléctrica instalada es de 7.353 Mw., proporcionando aproximadamente el 33% de la demanda de energía eléctrica en España.

- Fábrica de elementos combustibles.
- El Cabril. Almacén de residuos radiactivos de baja y media actividad.

La figura 4.15 muestra el parque nuclear español.

Instalaciones radiactivas

Se dividen en tres categorías:

a) Primera categoría:

- Fábricas de producción de uranio, torio y sus compuestos.
- Fábricas de producción de elementos combustibles de uranio natural.
- Instalaciones industriales de irradiación.

b) Segunda categoría:

- Instalaciones donde se manipulan o almacenan nucleidos radiactivos de una actividad total definida para cada nucleido en el RD 1836/1999.
- Instalaciones de rayos X cuya tensión de pico sea superior a 200 Kv.
- Aceleradores de partículas e instalaciones donde se utilicen fuentes de neutrones.

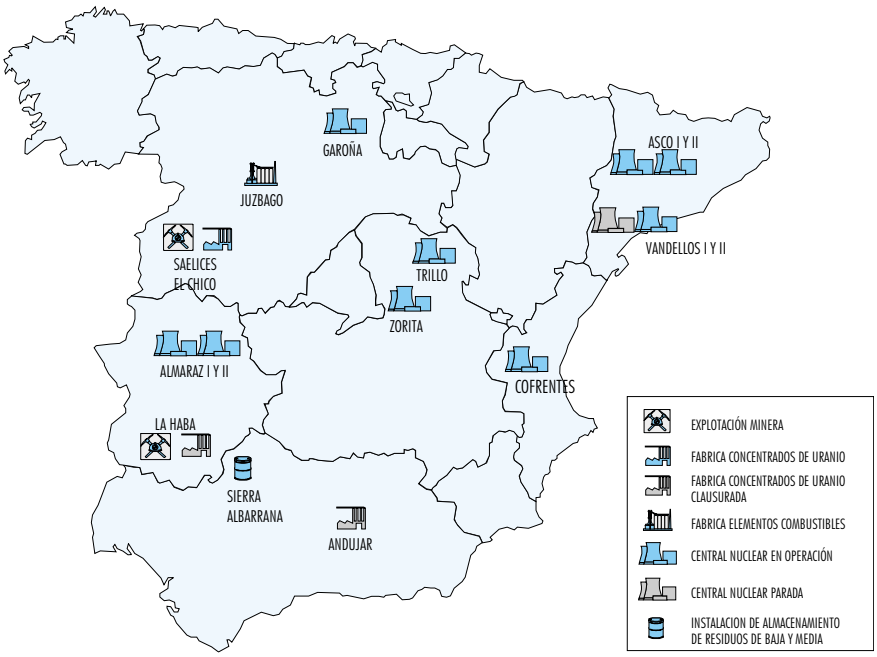


Figura 4.15. Parque nuclear español.

c) Tercera categoría:

- Instalaciones donde se manipulen o almacenen nucleidos radiactivos de una actividad total, definida para cada nucleido (siempre valores menores que las de segunda categoría).

El inventario de las 17.299 instalaciones radiactivas autorizadas en España, una de 1ª categoría, 920 de 2ª categoría, 390 de 3ª categoría y 15.988 de rayos X médicos (diciembre/98), establece la siguiente distribución:

- Primera categoría 1
- Segunda categoría (distribuida de acuerdo a las siguientes actividades):
  - Medicina 240
  - Industria 555

- Comercial y fabricación: 46
- Investigación y enseñanza: 79

- Tercera categoría (distribuida de acuerdo a las siguientes actividades):
  - Medicina: 107
  - Industria: 183
  - Comercial y fabricación: 16
  - Investigación y enseñanza: 84
- Rayos X médicos 15.988

this page blank

Capítulo 5

Origen y clasificación de los residuos radiactivos

this page blank

5.1 Introducción

Se considera residuo radiactivo a cualquier material o producto de desecho, para el cual no está previsto ningún uso, que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Industria y Energía, previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

5.2 Criterios de clasificación de los residuos radiactivos

Hay una amplia gama de residuos radiactivos. Algunos de los criterios más importantes que pueden servir de base para el establecimiento de clasificaciones de residuos son: el estado físico, el tipo de radiación emitida, el período de semidesintegración, la actividad específica y la radiotoxicidad.

5.2.1 Estado físico

Por su estado físico los residuos se clasifican en sólidos, líquidos y gaseosos.

Este criterio es importante por el distinto tratamiento o acondicionamiento que reciben los residuos radiactivos según sean sólidos, líquidos o gaseosos.

5.2.2 Tipo de radiación emitida

Los radionucleidos contenidos en los residuos radiactivos pueden desintegrarse de diferentes formas, dando lugar a la emisión de diversas partículas o rayos. Desde este punto de vista, los residuos radiactivos se clasifican en emisiones α, β y γ.

Debido a que cada tipo de radiación interacciona de distinta forma con la materia, presentando diferentes longitudes de penetración o lo que es lo mismo, alcances en el medio irradiado, este criterio condiciona las barreras de protección, el manejo de los residuos y en general la exposición a las radiaciones en el lugar de almacenamiento.

5.2.3 Período de semidesintegración

Como es sabido, la radiactividad decrece regularmente con el tiempo. En función del período de semidesintegración de los radionucleidos contenidos en los residuos (o tiempo al cabo del cual la radiactividad se reduce a la mitad), se puede hacer la siguiente clasificación:

- Residuos radiactivos de vida corta: estos residuos están contaminados básicamente con isótopos radiactivos cuyo período de semidesintegración es inferior a 30 años.
- Residuos radiactivos de vida larga: estos residuos están contaminados con isótopos radiactivos cuyo período de semidesintegración es superior a 30 años.

Este criterio condiciona las soluciones a poner en práctica a *largo plazo* por cuestiones de riesgo potencial, ya que el período de semidesintegración da idea del tiempo necesario para que un radionucleido reduzca su actividad hasta niveles aceptables. Así, los residuos de vida corta reducen su actividad inicial a menos de la milésima parte en un plazo como máximo de 300 años (es decir, 10 períodos). Sin embargo, los residuos de vida larga pueden conservar una actividad apreciable durante miles de años.

5.2.4 Actividad específica

Otro de los parámetros más significativos para la clasificación de residuos es la actividad por unidad de masa o volumen de material radiactivo (actividad específica). Su unidad de medida en el SI es Bq/gr.

Una cierta porción del residuo, en general, contendrá distintos radionucleidos, cada uno de ellos con una determinada actividad específica. Para cada radionucleido hay definido un umbral por encima del cual se considera al residuo como de alta actividad y recíprocamente, por debajo, como de baja.

Este criterio determina los problemas de protección a *corto plazo*, ya que el nivel de actividad de los residuos condiciona el blindaje durante su manejo normal y transporte.

5.2.5 Radiotoxicidad

La radiotoxicidad es una propiedad de los residuos radiactivos que define su peligrosidad desde el punto de vista biológico.

La radiotoxicidad de un radionucleido engloba varios parámetros como el tipo de radiación, el período de semidesintegración, la mayor o menor rapidez con que es expulsado del organismo por los procesos orgánicos, y también depende de si tiende a fijarse selectivamente en determinados órganos o tejidos.

Tanto la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), y el Organismo de Energía Atómica de las Comunidades Europeas (EURATOM), han recomendado una clasificación en cuatro grupos de los radionucleidos, según su grado de radiotoxicidad por unidad de actividad.

- El primero de dichos grupos o *Grupo A* comprende los radionucleidos de más alta toxicidad, entre los que figuran como ejemplos representativos el ^{226}Ra, el ^{239}Pu y el ^{241}Am.
- El segundo grupo o *Grupo B* comprende los radionucleidos de toxicidad entre media y alta, como por ejemplo el ^{90}Sr y los yodos-125, 126 y 131.
- El tercer grupo o *Grupo C* comprende los radionucleidos de toxicidad entre media y baja y figuran en él como ejemplos típicos en ^{32}P, el ^{198}Au y el ^{99}Mb.
- Finalmente, el cuarto grupo o *Grupo D* comprende los radionucleidos de baja toxicidad entre los que se encuentran el ^{3}H, el ^{51}Cr y el ^{99}Tc. En este grupo se puede considerar también incluido el uranio natural.

Este criterio sirve de base para fijar los requisitos de protección y seguridad que han de cumplir las instalaciones en las que se manipulen sustancias radiactivas, a fin de reducir adecuadamente el riesgo de irradiación interna.

5.3 Clasificación de los residuos radiactivos

La clasificación más aceptada internacionalmente es la propuesta por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) que divide a los residuos sólidos, líquidos y gaseosos en distintas categorías.

En España, *desde el punto de vista de su gestión*, los residuos radiactivos se clasifican generalmente en:

a) Residuos de baja y media actividad

Sus características principales son:

- Actividad específica por elemento radiactivo baja.
- No generan calor.
- Contienen radionucleidos emisores beta-gamma con períodos de semidesintegración inferiores a 30 años, lo que quiere decir que reducen su actividad a menos de la milésima parte en un período máximo de 300 años.
- Su contenido en emisores alfa debe ser inferior a 0,37 Gbq/t. (0,01 curios/tonelada en promedio)

Algunos ejemplos de radionucleidos contenidos en los residuos de baja y media actividad son el ^{137}Cs, el ^{90}Sr y el ^{60}Co.

b) Residuos de alta actividad

Sus características principales son:

- Contienen radionucleidos emisores alfa de vida larga en concentraciones apreciables por encima de0,37 Gbq/t (0,01 Ci/t).
- Pueden desprender calor.

Los radionucleidos contenidos en residuos de alta actividad tienen un período de semidesintegración superior a 30 años, llegando algunos a alcanzar decenas de miles de años.

5.4 Origen de los residuos radiactivos

Los residuos radiactivos se generan en las siguientes actividades:

1) *Producción de energía eléctrica de origen nuclear*. Se incluyen los residuos generados en todas las etapas por las que pasa el combustible nuclear hasta ser usado en los reactores nucleares, los residuos de funcionamiento de las

centrales nucleares y los residuos generados en la gestión del combustible gastado. (Ver Capítulo 4)

2) *Aplicaciones de los radisótopos en la medicina, industria e investigación* (Ver capítulo 4).

3) *Clausura de instalaciones nucleares y radiactivas*. De todas las actividades que producen residuos radiactivos, las que originan una mayor cantidad de residuos tanto en lo que respecta a su volumen, como a su actividad específica, son las relacionadas con la generación de energía eléctrica.

A continuación vamos a describir los residuos que se producen en cada una de estas actividades.

5.4.1 Residuos del ciclo de producción de energía eléctrica

Según su origen se pueden distinguir tres tipos:

a) *Residuos de la primera fase del ciclo del combustible*. Comprende los residuos generados en las etapas de minería del uranio, fabricación de concentrados, conversión a hexafluoruro de uranio y enriquecimiento del uranio y fabricación de los elementos combustibles.

b) *Residuos generados en el funcionamiento de las centrales nucleares*

c) *Residuos de la segunda fase del ciclo del combustible*

Dependiendo de la estrategia de gestión del combustible gastado, tendremos residuos generados en el reproceso del combustible (ciclo cerrado), o bien en caso de ciclo abierto, el propio combustible gastado se considera como residuo (en España los ciclos de energía eléctrica son ciclos abiertos).

a) Residuos de la primera fase del ciclo del combustible nuclear

Estériles de minería de uranio

En los yacimientos de mineral de uranio (U_3O_8), los residuos sólidos están constituidos por partes de la roca extraída, con tan bajo contenido en uranio que no es económico su aprovechamiento. Para evitar riesgos biológicos, estos estériles se apilan en áreas de la propia mina de forma tal que su lixiviación y erosión por los agentes atmosféricos sea mínima.

Fabricación de concentrados

En la fabricación de concentrados las pulpas de los rechazos del mineral de las que se ha separado el máximo posible de uranio (estériles de planta), se apilan en diques, generalmente en las inmediaciones de la fábrica de concentrados.

Desde el punto de vista radiactivo estos estériles sólo contienen radionuclidos naturales, principalmente derivados del decaimiento del U-238, siendo los de vida superior a un año el ^{234}U, ^{230}Th, ^{226}Ra y ^{210}Pb.

El agua de infiltración a través de los diques conteniendo ^{226}Ra y ^{230}Th es recogida por una red de drenaje y, si es necesario, tratada antes de su vertido.

Las emisiones del gas radón (^{222}Rn) a la atmósfera, y la dispersión de pequeñas partículas por el viento se evitan cubriendo los diques de estériles con una capa de tierra o de asfalto.

Así pues, aunque los subproductos que se originan en la concentración del uranio son de muy baja actividad específica y de origen natural, han de ser tratados desde el punto de vista de protección radiológica, debido a que los isótopos contenidos han pasado de un medio geológico natural, que los ha retenido durante grandes períodos de tiempo, a un nuevo emplazamiento donde son almacenados y apilados en superficie.

Conversión a hexafluoruro y enriquecimiento del uranio

La conversión del concentrado de U_3O_8 en UF_6 (volátil), y su enriquecimiento, generan pequeñas cantidades de residuos, siendo los de mayor entidad las colas de uranio empobrecido en forma de UF_6, que no suele ser tratado como residuo, pero que por su toxicidad química es aconsejable su reconversión final a óxido de uranio (UO_2) que es el paso siguiente en el proceso de fabricación del combustible.

En los procesos de descontaminación y operaciones auxiliares, también se generan algunos residuos líquidos. Éstos se descargan en unos estanques de retención, para su posterior tratamiento, con el fin de recuperar el uranio. Este tratamiento de los residuos líquidos da lugar a barros con pequeñas cantidades de metales precipitados, no necesitando almacenamiento.

Fabricación de elementos combustibles

Los residuos sólidos producidos durante la fabricación de elementos combustibles, incluyen papeles, plásticos, ropas, vidrios, metales, etc. así como los filtros de los sistemas de tratamiento de gases y los barros obtenidos en el tratamiento de los residuos líquidos.

Los residuos líquidos se originan en el sistema de tratamiento de gases en la conversión del UF_6 a polvo de UO_2. También se generan en la descontaminación de equipos y personal, laboratorios, etc.

Se estima que del total de UO_2 procesado en la fabricación desde la llegada del polvo a la fábrica de combustible, hasta que son introducidas las pastillas cerámicas en las vainas, alrededor del 0,1% en peso, se pierde en forma de residuos, que son finalmente almacenados en bidones metálicos, sin necesidad de blindaje adicional.

b) Residuos generados en el funcionamiento de las centrales nucleares

La producción de residuos radiactivos en una central nuclear tiene su origen en el proceso de fisión del combustible que se produce en el reactor. En este proceso

se originan productos de fisión que contienen isótopos radiactivos de diferentes elementos y neutrones libres.

La experiencia de funcionamiento de los reactores de agua ligera, ha mostrado que una pequeña fracción de los productos de fisión producidos pasa al agua del circuito de refrigeración, bien a través de defectos de las vainas de las barras de combustible o bien por difusión a través de las mismas.

También aparecen productos de activación radiactivos originados por bombardeo neutrónico de los materiales estructurales de los elementos combustibles y de las impurezas del refrigerante primario del reactor, así como transuránidos de vida larga por procesos de captura neutrónica.

Entre los residuos radiactivos de operación, se incluyen los equipos y dispositivos que son utilizados para la purificación y limpieza de los circuitos de refrigeración. Los isótopos radiactivos quedan finalmente incorporados o acumulados en forma sólida en resinas de intercambio iónico, o en filtros, así como en forma de concentrados de evaporación, con el objeto de disminuir el volumen de los residuos líquidos que son acondicionados en matrices sólidas. Estos residuos son clasificados como de *baja y media actividad*.

Para una central de agua ligera, se estima que el volumen de residuos generado por Gw/año de operación, es de 150 m^3, una vez acondicionados.

Otros residuos radiactivos incluyen herramientas, uniformes de trabajo, trapos, papeles, etc. que han sido contaminados durante los trabajos de reparación y mantenimiento de la central y son también de *baja y media actividad.*

c) Residuos de la segunda fase del ciclo del combustible

El combustible nuclear, una vez ha cubierto su etapa de producción de energía en el reactor, es almacenado en las piscinas de combustible gastado de la misma central nuclear, para evacuar el calor residual que produce. A partir de este momento aparecen dos líneas básicas de actuación:

- Una de las opciones es proceder, después de un período indefinido de almacenamiento temporal (bien en piscinas, bien en contenedores en seco), al acondicionamiento y encapsulado del combustible para seguidamente almacenarlo de forma definitiva en una formación geológica profunda. Esta opción se denomina *ciclo abierto*. (Capítulo 4, Figura 4.4).
- Otra opción básica es proceder, después de un período de almacenamiento temporal, al reproceso del combustible gastado con objeto de separar el uranio y el plutonio del resto de componentes para su utilización posterior en un nuevo proceso de fisión nuclear. Esta opción se denomina *ciclo cerrado*. (Capítulo 4, Figura 4.4).
- Otra tercera opción básica, en estudio, es la del *ciclo cerrado avanzado* que incluye la separación del uranio y el plutonio de los actínidos y productos de fi-

sión. El uranio y el plutonio se reprocesan para su posterior utilización y los actínidos y productos de fisión se someten a un proceso de transmutación para disminuir su actividad. (Ver Capítulo 4, Figura 4.4.).

La primera opción implica que todo el combustible gastado es considerado como residuo, mientras que en la segunda, una vez retirados el uranio y el plutonio, los residuos resultantes son acondicionados mediante vitrificación para su posterior manejo y almacenamiento. La tercera opción, en estudio, contempla la transmutación de los residuos resultantes para disminuir su actividad.

Ciclo abierto: el combustible gastado como residuo

Cuando se toma la decisión de planificar la energía nuclear en ciclo abierto, el combustible gastado debe gestionarse como un residuo sólido de alta actividad.

El combustible quemado en las centrales nucleares se traslada a las piscinas situadas en las propias centrales, donde se enfría. Dado que la capacidad de estas piscinas es limitada, es necesario el paso del combustible gastado por un almacenamiento intermedio, donde su radiactividad y, consecuentemente, su calor residual, decaiga hasta niveles aceptables para el almacenamiento definitivo.

Existen dos técnicas utilizadas para el almacenamiento intermedio del combustible gastado: el almacenamiento en piscinas y el almacenamiento en seco (bóvedas, contenedores metálicos o de hormigón, etc.).

En el almacenamiento en piscinas, el agua se contamina con productos de corrosión activados y productos de fisión escapados de elementos defectuosos. El mantenimiento de la calidad del agua da lugar a la aparición de residuos tales como filtros y cambiadores de iones. Otros residuos generados son los filtros de ventilación y los absorbentes de yodo.

Ciclo cerrado: reproceso del combustible gastado

En las plantas de reelaboración se generan residuos sólidos, líquidos y gaseosos con características radiactivas muy diferentes. Desde este punto de vista, cabe diferenciar las siguientes corrientes:

- *Residuos sólidos de alta actividad constituidos por los componentes estructurales de los elementos combustibles*, tales como cabezas, vainas, espaciadores, muelles, etc. Contienen principalmente productos de activación y una pequeña porción de productos de fisión y transuránidos. Después de un almacenamiento temporal para decaimiento, se compactan e inmovilizan en matrices sólidas.
- *Residuos líquidos de alta actividad procedentes del primer ciclo de extracción por disolución del uranio y plutonio*. Estos residuos contienen aproximadamente el 99,5% de los productos de fisión del combustible, casi la totalidad de los actínidos (transuránidos) y el uranio y el plutonio no recuperados. Después de concentrados por evaporación y de un tiempo de decaimiento en de-

pósitos de diseño especial, estos residuos se inmovilizan en matrices de vidrio, confinándose en contenedores de acero inoxidable que se cierran por soldadura. Han de almacenarse unas decenas de años antes de enviarlos al almacenamiento definitivo.

- *Residuos sólidos de actividad baja e intermedia*, entre los que hay que distinguir los que contienen radionucleidos de larga vida (emisores alfa), por encima y por debajo de un determinado nivel. Proceden del tratamiento de corrientes líquidas y gaseosas contaminadas que aparecen en los procesos químicos a que se somete el combustible y en el mantenimiento de la instalación.

  Están constituidos, principalmente, por concentrados de evaporación, resinas de intercambio iónico, filtros para gases, filtros de ventilación gastados, equipos contaminados, etc., que se inmovilizan mediante matrices sólidas o mediante conglomerados hidráulicos. Todos ellos se introducen en contenedores, con o sin blindaje.

- *Residuos gaseosos* constituidos fundamentalmente por los gases nobles de fisión, xenón y kriptón, que se desprenden junto con el tritio, yodo, carbono, etc. al cortar y disolver los elementos combustibles. En tratamientos sucesivos se absorben todos los gases, excepto los gases nobles citados, dando lugar a residuos sólidos de media y baja actividad. Por su parte, el xenón y el kriptón se retienen por procedimientos criogénicos o por absorbentes específicos, almacenándose posteriormente en recipientes metálicos a presión.

Ciclo cerrado avanzado: separación y transmutación de radionucleidos de vida larga

En la opción del ciclo cerrado, si de los residuos líquidos de alta actividad que aparecen en el proceso, se separan los actínidos minoritarios (Np, Am y Cu), se puede reducir notablemente el inventario radiotóxico de los mismos antes de su vitrificación. Además de los actínidos minoritarios, pueden separarse algunos productos de fisión de vida larga de alta radiotoxicidad. En este proceso de separación, además de los actínidos y los productos de fisión y del uranio y plutonio obtenidos, se generan residuos radiactivos de baja y media actividad.

Posteriormente los actínidos minoritarios y productos de fisión de vida larga separados deben ser transmutados en sistemas adecuados para su transformación en radionucleidos de vida corta o estables. La transmutación se puede realizar mediante fisión o por captura neutrónica, necesitándose un flujo elevado de neutrones de espectro energético adecuado. Adicionalmente, la transmutación requiere la fabricación de combustible o "blancos", a partir de las diversas corrientes separadas en los procesos anteriores y disponer de instalaciones nucleares específicas donde poder efectuar el proceso transmutador de forma óptima para los diversos blancos preparados. Los sistemas propuestos inicialmente para llevar a cabo la transmutación han sido los reactores nucleares, térmicos y rápidos, aunque en la actualidad están cobrando mucho interés los sistemas subcríticos accionados por aceleradores de partículas.

En este proceso de transmutación cabe esperar la producción de residuos, tanto de baja y media como de alta actividad, que deben ser almacenados.

En resumen, las operaciones conjuntas de separación y transmutación pueden reducir significativamente el inventario radiotóxico a largo plazo de los residuos de alta actividad.

5.4.2 Residuos generados en la medicina, industria e investigación

Distinguimos tres grupos diferentes de instalaciones radiactivas en función del fin para el que los isótopos radiactivos son utilizados: instalaciones sanitarias, industriales y centros de investigación.

- En las *instalaciones médicas y hospitalarias*, el uso de isótopos radiactivos para el diagnóstico y tratamiento de enfermedades ha ido creciendo a lo largo de los últimos cincuenta años. Así, elementos radiactivos no encapsulados, normalmente en estado líquido, son utilizados para fines diferentes como son el diagnóstico mediante trazadores (^{99}Tc, ^{201}Tl, ^{67}Ga, ^{131}I, ^{125}I) que permiten el estudio de órganos como el corazón, glándula tiroides, hígado y glándulas hormonales, o bien para el tratamiento de enfermedades del tiroides (^{131}I) o de la sangre (^{32}P), o para investigación (^{3}H ó ^{14}C).

  Estas actividades generan residuos radiactivos sólidos: algodones, guantes de goma, jeringuillas, etc. así como residuos líquidos, fundamentalmente líquidos de centelleo.

  En el tratamiento de tumores se emplean fuentes encapsuladas, siendo muy frecuente el uso del ^{60}Co. Estas fuentes, frecuentemente de mucha actividad, han de ser cambiadas debido al decaimiento cuando su actividad disminuya por debajo de un determinado nivel y por tanto, dejan de ser útiles para estos fines. Estas fuentes constituyen un residuo radiactivo que es necesario gestionar.

- En las aplicaciones de los isótopos radiactivos en los *procesos industriales*, está especialmente extendido el uso de fuentes encapsuladas. Mediante el uso de este tipo de fuentes –generalmente de baja actividad–, se suelen obtener medidas de nivel, humedad, densidad o espesor en procesos continuos o de difícil acceso.

  También se utilizan fuentes encapsuladas de radiación gamma para ensayos no destructivos en construcciones metálicas (gammagrafía) y en esterilización industrial. En estos casos, se necesitan fuentes de una actividad mayor que en los anteriores.

  Al igual que las fuentes encapsuladas utilizadas en medicina, cuando decae su nivel de actividad, deben ser retiradas considerándose residuos radiactivos a gestionar.

- En los centros de *investigación nuclear*, los residuos proceden de reactores de enseñanza e investigación, celdas calientes, metalúrgicas (instalaciones auxiliares de investigación donde se realizan ensayos, manipulaciones, pruebas, etc.) plantas piloto y servicios de descontaminación. Estos residuos son de naturaleza física, química y radiactiva muy variable debido a la gran diversidad de isótopos utilizados y la amplia gama de procesos en que son aplicados.

5.4.3 Clausura de instalaciones nucleares y radiactivas

Cuando se da por finalizada la vida útil de las instalaciones nucleares y radiactivas, se procede a cerrarlas con carácter permanente y comienza la operación de clausura.

- En las instalaciones del ciclo del combustible previas al reactor, los residuos están contaminados con radionucleidos naturales (uranio y sus productos de decaimiento) siendo los estériles de minería y de fabricación de concentrados los de mayor volumen. Éstos se deben estabilizar para evitar riesgos radiológicos.

- Si después de la vida útil de una central, se opta por su desmantelamiento total (lo que implica la retirada, de todos los materiales, equipos y partes de la instalación que contengan radiactividad por encima de los niveles aceptables, dejando el emplazamiento en condiciones seguras para un futuro uso) se originan los siguientes tipos de residuos radiactivos:

  - Vasijas del reactor y componentes existentes en el interior del blindaje biológico. Son residuos de gran tamaño, altamente activados y contaminados, que requieren, para facilitar su manejo y transporte, reducción de tamaño en instalaciones blindadas de alta integridad con el consiguiente control ambiental.

  - Componentes externos al blindaje biológico (cambiadores de calor, bombas de circulación, tuberías, etc.). Aunque están menos contaminados que los anteriores, su gestión es semejante.

  - Hormigón activado y contaminado. Su demolición da lugar a la formación de aerosoles radiactivos a retener mediante filtros. La mayor parte de la radiactividad se encuentra en las capas del hormigón más próximas a las zonas radiactivas, por lo que, cuando es posible, se separan del resto de las zonas sustancialmente inactivas, que son estructuras de tipo convencional. Hay que tener en cuenta que una gran parte de una central nuclear (alrededor del 80%) no es radiactiva, y, tras exhaustivos controles de seguridad y medidas radiológicas, establecidos por los Organismos Nacionales y Supranacionales, se puede proceder a su derribo, reutilización o evacuación sin restricción alguna.

- Sistemas auxiliares y estructuras de edificios. Son materiales ligeramente contaminados, susceptibles de descontaminación.
- En todas las operaciones de desmantelamiento, se generan residuos secundarios (líquidos de descontaminación, filtros de gases, etc.) que requieren un tratamiento similar a los residuos del funcionamiento del reactor.

- En el desmantelamiento de las instalaciones de etapas posteriores al reactor, se obtienen residuos contaminados con productos de fisión y trazas de transuránidos. Presentan un alto nivel de radiactividad las celdas calientes donde se efectúa el proceso de reelaboración del combustible, así como las piscinas de almacenamiento.

En el capítulo siguiente se abordan con mayor precisión los aspectos de la clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas.

5.5 Producción de residuos en España

5.5.1 Situación actual

Los generadores de residuos radiactivos en España pueden clasificarse esquemáticamente en: instalaciones nucleares, fábrica de elementos combustibles (Juzbado), Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT) y pequeños productores (hospitales, centros de investigación, industrias, etc.)

Los residuos de baja y media actividad producidos en las centrales nucleares, fábrica de elementos combustibles y el CIEMAT, son acondicionados en sus propias instalaciones, mientras que los de pequeños productores son acondicionados en las instalaciones de almacenamiento de Residuos de Baja y Media Actividad de "El Cabril" (Córdoba).

Los únicos generadores de residuos radiactivos de alta actividad son las centrales nucleares, al considerarse como tal el combustible gastado de sus reactores o los productos resultantes del reproceso de ese combustible. Los elementos combustibles gastados son almacenados temporalmente en las piscinas de que disponen a tal efecto en las propias centrales nucleares.

En la tabla 5.1 se muestra cuál es el estado al 31 de diciembre de 1998, de los almacenes de residuos existentes en España.

5.5.2 Previsiones de generación

Para hacer una estimación de las cantidades de residuos que se van a generar en el futuro, además de los productores anteriormente citados, hay que considerar otras actividades o instalaciones no existentes en el momento actual (almacenamiento intermedio de combustible gastado, desmantelamiento de instalaciones, etc.), así

Tabla 5.1
Residuos radiactivos y combustible gastado almacenados a 31/12/98

Instalación		Tipo de residuo				
		RBMA acondicionados		Combustible gastado		
		m^3	Grado de ocupación % (3)	TU	Grado de ocupación (4)	Fecha de saturación prevista (4)
Centrales Nucleares LWR (1)	José Cabrera	1.865	64	55	43	
	Garoña	1.221	79	229	58	
	Almaraz 1	1.957	36	318	42	2.020
	Almaraz 2			314	41	2.022
	Ascó 1	1.002	52	297	51	2.013
	Ascó 2			258	44	2.016
	Cofrentes	2.148	49	364	50	2.014
	Vandellós 2	162	6	210	32	2.021
	Trillo	348	15	204	69	2.003
Juzbado (ENUSA)		453	61			
Cabril (2)		16.279	28			
TOTAL		25.453		2.249		

RBMA = Residuos de Baja y Media Actividad

(1) No se considera la central de Vandellós I, de tipo grafito-gas, en fase de desmantelamiento. El combustible gastado se ha enviado a Francia para reprocesar y los RBMA de operación (2.000m³) se almacenan en El Cabril, excepto algunas corrientes (grafitos, estribos, etc.) que de momento se mantienen en la central.

(2) El volumen almacenado en El Cabril es la suma de los residuos existentes en los almacenes temporales (4.471m³) y los depositados en las celdas de almacenamiento definitivo (11.808 m³). Estos últimos corresponden a 2.478 contenedores de hormigón, cuyo volumen unitario es 11,14 m³, que suponen un grado de ocupación del 28% respecto a los 8.960 contenedores totales, que es la capacidad actual de almacenamiento en celdas de la Instalación.

(3) Grado de ocupación de los almacenes temporales de residuos que disponen estas instalaciones, hasta su retirada por ENRESA, considerando, en el caso de las CC.NN., las posibles pérdidas de disponibilidad de huecos en sus almacenes, por albergarse en ellos determinados materiales distintos de los bultos de RBMA.

(4) Grado de ocupación de las piscinas de las CC.NN. y fechas de saturación previstas, considerando una reserva de capacidad igual a un núcleo, así como el cambio de bastidores ya efectuado en todas ellas. La ausencia de fechas para José Cabrera y Santa María de Garoña, indica que sus piscinas no se saturarán durante la vida útil supuesta para las mismas (40 años).

como utilizar en todos los casos, las hipótesis de cálculo disponibles que sean más fiables. Pero quizás, el factor más importante a tener en cuenta a la hora de estas estimaciones es el período de vida útil para el parque actual de instalaciones de generación nuclear.

En la tabla 5.2 se resumen las cantidades totales de residuos ya producidos y a producir, tanto de baja y media actividad, como de combustible gastado, que será necesario gestionar en España.

Tabla 5.2
Cantidades totales estimadas de residuos radiactivos y combustible gastado a gestionar en España

Residuos de baja y media actividad acondicionados	(m^3)
Fabricación de Elementos Combustibles	1.400
Operación de Centrales Nucleares	43.800
Actividades Investigación y Aplicación Radisótopos	8.300
Desmantelamiento de Centrales Nucleares	135.100
Desmantelamiento de Otras Instalaciones (1)	1.100
Otros (2)	3.900
TOTAL (m^3)	193.600
Combustible gastado y residuos de alta actividad (3)	(m^3)
Combustible gastado (tU)	6.750
Combustible gastado (nº elementos) (4)	19.680
Vitrificados Vandellós I (m^3)	80

(1) Incluye la fábrica de elementos combustibles, la futura planta de encapsulado y el desmantelamiento de instalaciones en el CIEMAT

(2) Incluye como más significativos la operación de las instalaciones de almacenamiento, así como una previsión de chatarras contaminadas y otros residuos derivados de incidentes de contaminación.

(3) El volumen total equivalente, en base al tipo de cápsula supuesto para su almacenamiento definitivo, sería de unos 10.000 m^3. A dicha cantidad habría que añadir, en una aproximación conservadora, los residuos tecnológicos derivados del desmantelamiento de las centrales nucleares y otros que, por sus características, no serían susceptibles de almacenarse junto con los RBMA, como los de media actividad procedentes del reproceso de C.N. Vandellós I, algunas fuentes, etc. También habría que tener en cuenta las pequeñas cantidades de materiales fisionables recuperados en el proceso del combustible de C.N. Santa María de Garoña enviado al Reino Unido con anterioridad al año 1983. El volumen total estimado de estos otros residuos, a efectos de cálculo, se ha supuesto en unos 5.000m^3.

(4) 59% elementos combustibles tipo PWR y 41% tipo BWR.

En relación con los estériles de minería y fabricación de concentrados de uranio, la tabla 5.3 presenta los valores acumulados de los estériles producidos al 31/12/98, junto con una estimación de las cantidades anuales esperadas para las instalaciones de Saélices el Chico, cuya gestión está previsto que sea realizada por los actuales explotadores.

Tabla 5.3
Estériles de minería y de producción de concentrados de uranio (31/12/98)

Instalación			Estériles de minería	Estériles de planta		
				Procedente de eras	Procedente de lodos	Procedentes de clasificación
			Cantidad (10^6 t)			
Situación actual (31-12-98)	Saélices el Chico	P. Elefante (1)	47,8	7,2	0,31	—
		P. Quercus (2)	15,9	0,84	0,68	1,92
	La Haba	P. Lobo-G (3)	6,3	—	0,28	—
	Andújar	F.U.A. (4)	—	—	1,20	—
Producción prevista	Saélices el Chico	Acumulado 1999-2000	6,11	0,25	0,18	0,73
		Año 2001 (5)	—	—	0,01	—

(1) Paralizadas las actividades productivas en junio-93. En fase de Parada Definitiva.

(2) En la fase de operación.

(3) En fase de Vigilancia y Control, tras finalizar las operaciones de Clausura en 1997.

(4) En fase de Vigilancia y Mantenimiento, tras la finalización en 1994 del proyecto de Clausura.

(5) Parada de las actividades extractivas y de tratamiento de minerales y comienzo de las operaciones de Clausura, previstas hasta el año 2008. Los lodos generados a partir del 2001 serán debidos a la producción residual de concentrados (descontaminación de aguas) que se mantendrá durante el período de clausura.

Capítulo 6

Gestión de residuos radiactivos

this page blank

6.1 Introducción general

Se considera residuo radiactivo a cualquier material o producto de desecho que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por las autoridades competentes y para el cual no está previsto ningún uso.

Los residuos radiactivos se generan en la producción de energía eléctrica de origen nuclear, en el desmantelamiento de instalaciones nucleares y en la utilización de radisótopos en múltiples actividades en la industria, medicina, investigación, etc.

La gestión de los residuos radiactivos consiste en todas las actividades administrativas y técnicas necesarias para la manipulación, tratamiento, acondicionamiento, transporte y almacenamiento de los residuos radiactivos, teniendo en cuenta los mejores factores económicos y de seguridad.

La solución para proteger a las personas y al medio ambiente de las radiaciones que emiten los radionucleidos contenidos en los residuos radiactivos, consiste en aislarlos de tal modo que, durante los períodos que permanezcan activos -que pueden variar desde semanas a miles de años- éstos no salgan a la biosfera por ninguno de los caminos posibles y posteriormente, a través de las cadenas tróficas, puedan llegar al ser humano.

Los residuos deben estar acondicionados en estado sólido, e inmovilizados en un material aglomerante, como cemento, asfalto, etc.

Desde el punto de vista de la gestión hay dos grandes tipos en los que se agrupan los residuos: los de baja y media y los de alta actividad, que son completamente diferentes en su comportamiento a largo plazo y, por tanto, su almacenamiento es radicalmente diferente:

a) Los *residuos de baja y media actividad* se caracterizan por tener actividades específicas moderadas y los radionucleidos que están presentes en ellos tienen períodos de semidesintegración menores de 30 años.

   Para mantener aislados los residuos de baja y media actividad existe un amplio consenso en las opciones de almacenamientos en superficie con barreras de ingeniería, o subterráneos a poca profundidad. (Figura 6.1)

b) Los *residuos de alta actividad* en un país como España, en el que no se reprocesa el combustible para separar el uranio y el plutonio del resto de los productos generados en la fisión, son los propios elementos combustibles, que, una vez agotada su capacidad útil de ser fisionados, se sacan del reactor y se almacenan en las piscinas de la central nuclear para su enfriamiento y almacenamiento provisional. En los países en que se reprocesa el combustible gastado, los residuos de alta actividad son también los productos de fisión vitrificados y otros residuos, que contienen emisores alfa de larga vida.

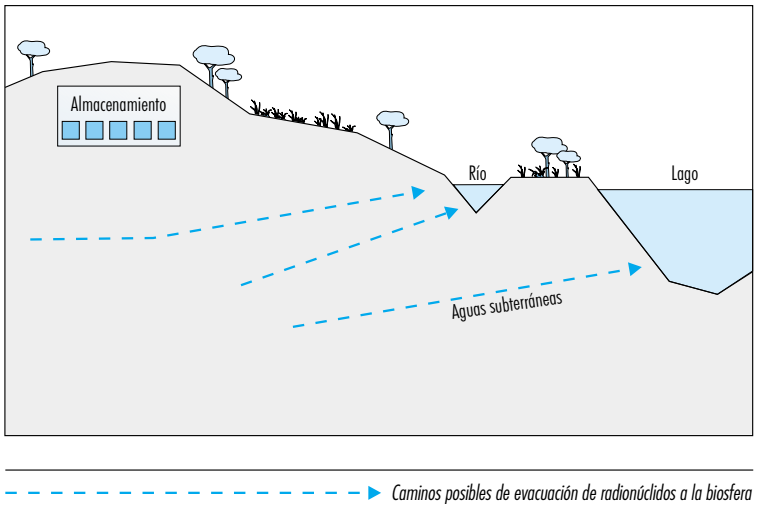


Figura 6.1. Almacenamiento a poca profundidad para residuos de baja y media actividad.

Dado que los residuos radiactivos de alta actividad mantienen durante largos períodos su peligrosidad potencial, se han considerado varios métodos para aislarlos, siendo los más relevantes los siguientes:

a) Transformación por *transmutación*, alterando el balance de partículas subatómicas, de modo que se lograse la conversión de los radionucleidos en elementos estables. Dicha transformación puede llevarse a cabo en el denominado "amplificador de energía" proyectado para aprovechar la energía procedente de la fisión o transmutación de los actínidos.

b) Lanzamiento al *espacio exterior* mediante cohetes espaciales que los alejarían de la atmósfera terrestre.

c) Evacuación en el *subsuelo marino*, donde se realizarían sondeos profundos para enterrar los contenedores de residuos.

d) Evacuación en los *hielos polares*, anclándolos mediante cables o hundiéndolos en la corteza terrestre mediante fusión con el hielo.

e) Almacenamiento en *formaciones geológicas* de gran estabilidad a profundidades de varios centenares de metros.

Las alternativas expuestas en los apartados b), c) y d) tienen importantes dificultades de índole científica, técnica y económica, además de otros inconvenientes de natu-

raleza jurídica, ética y de seguridad, como la no recuperabilidad de los residuos o la apropiación por parte de los países productores de residuos, de patrimonios comunes a la Humanidad, como los océanos o los casquetes polares.

La alternativa expuesta en al apartado a) está siendo objeto de estudio e investigación a nivel internacional y se están dedicando ambiciosos proyectos de I+D al desarrollo de esta técnica.

Respecto a la alternativa expuesta en el apartado e), en la actualidad existe un amplio consenso en que las opciones de almacenamientos subterráneos en formaciones geológicas, aparecen como las alternativas más razonables y válidas y hacia ellas apuntan los países avanzados. (Figura 6.2).

6.2 Generalidades

6.2.1 Sistemas de aislamiento de los residuos

El objetivo final de la gestión de los residuos consiste en su inmovilización y aislamiento por el período de tiempo necesario, mediante la interposición de una serie de *barreras artificiales* (matrices de inmovilización, paredes de hormigón, arcillas especiales, etc.) y *naturales* (formaciones geológicas diversas) entre los residuos y el ser

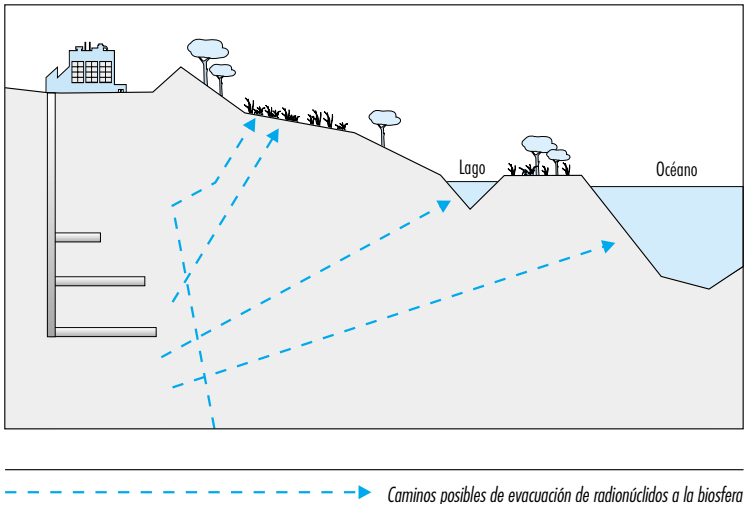


Figura 6.2. Almacenamiento en formación geológica profunda de residuos de alta actividad.

humano, que impidan la llegada de los radionucleidos al medio ambiente, hasta que hayan perdido su actividad. Esta gestión debe garantizar que las cargas de todo tipo para las generaciones futuras sean mínimas.

Puesto que los sólidos tienen menor movilidad que los líquidos, la *primera barrera* o "barrera química" se constituye inmovilizando el residuo en una matriz sólida, estable y duradera, que sea químicamente inerte. Esta operación se denomina "acondicionamiento". Las matrices más utilizadas en el mundo para los residuos de baja y media actividad son el cemento, el asfalto y los polímeros, mientras que para los residuos de alta actividad, la opción del vitrificado, en el caso del ciclo cerrado, es la considerada internacionalmente más adecuada para la inmovilización de las soluciones líquidas procedentes del reproceso del combustible gastado.

La *segunda barrera* o "barrera física" es el contenedor, donde se confinan los residuos inmovilizados con el fin de evitar su contacto con los agentes exteriores y su posible dispersión. El diseño de los contenedores se hace de acuerdo con el tipo de residuo, utilizándose generalmente bidones metálicos normalizados para los de baja y media actividad y recipientes metálicos especiales construidos con metales de gran resistencia a la corrosión, cerrándose el conjunto por soldadura, para los residuos de alta actividad.

La *tercera barrera* o "barrera de ingeniería" la constituye la instalación en donde se colocan los residuos. Su diseño incluye estructuras, blindajes y sistemas concebidos para el mejor logro del objetivo propuesto y en función de la categoría de los residuos a almacenar.

La *cuarta barrera* o "barrera geológica" la constituye el medio de la corteza terrestre en el que se ubican los residuos. Esta barrera geológica debe ser altamente estable e impermeable. Su misión es detener o retardar el acceso de los radionucleidos al medio ambiente en el caso de que superasen las tres primeras barreras anteriores.

En la figura 6.3 se muestra el sistema de cuatro barreras en serie entre el residuo radiactivo y el medio ambiente.

6.2.2 Función de las barreras de aislamiento

El objetivo de un sistema de almacenamiento basado en múltiples barreras es, como se indicó anteriormente, mantener a los residuos aislados de la biosfera durante el tiempo necesario para que, por desintegración radiactiva, su radiactividad decaiga a niveles inocuos, a la vez que garantiza que durante dicho período, cualquier eventual retorno de los radionuclidos al medio ambiente no supondrá riesgos inaceptables. Un sistema así concebido, es un conjunto complejo de componentes interrelacionados entre sí, de manera que la seguridad a largo plazo descansa en la complementariedad (o actuación conjunta) de las barreras.

El sistema de barreras pretende suprimir las vías de escape de los radionuclidos al medio ambiente retardando e impidiendo la migración de radionuclidos a través del

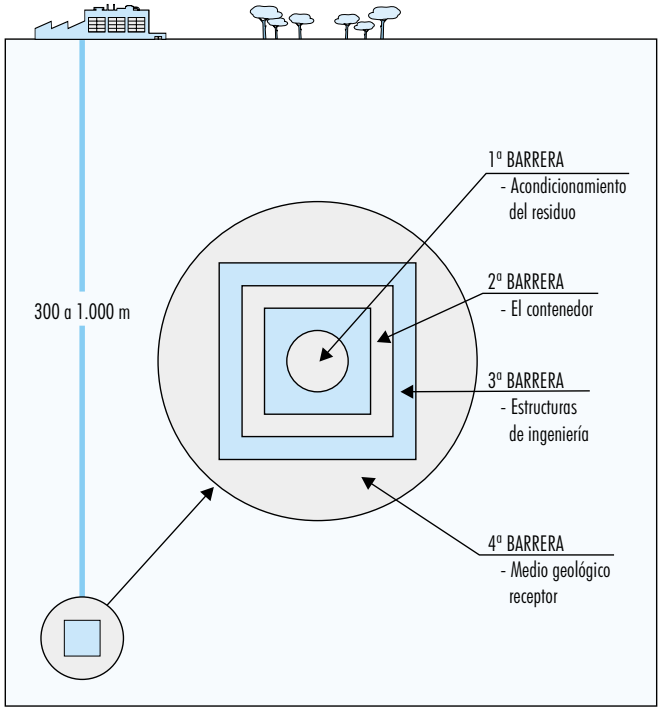


Figura 6.3. Sistema de barreras múltiples.

agua subterránea hacia la superficie: a) dificultando el acceso de ésta a los residuos y la lixiviación de aquéllos; b) mediante su absorción por el material de relleno y por los materiales de la roca receptora; c) retrasando su velocidad de flujo y d) a través de la dilución, de modo que, en el peor de los casos, las concentraciones que llegasen a la superficie estuvieran por debajo de los niveles aceptables.

Basándose en esto, la función de cada una de las barreras es:

- En el caso de las matrices sólidas (primera barrera), inmovilizar los radionuclidos presentes en los residuos radiactivos, por lo que sus principales características deben ser una buena conductividad calorífica y una baja tasa de lixiviación (es decir, no dejará escapar más que una parte muy pequeña de la actividad presente).
- Los contenedores o bultos (segunda barrera), como medios de confinamiento, simplifican el manejo y transporte de los residuos hasta su coloca-

ción en el almacenamiento. Una vez almacenados, la función de los contenedores es, en caso de infiltración a través de las obras de ingeniería, retardar la penetración del agua hacia los residuos. Por ello, los contenedores se deben construir con materiales que posean una buena resistencia a la corrosión. También deberán tener una elevada conductividad calorífica para permitir la evacuación del calor residual.

- Las obras de ingeniería (tercera barrera) impiden o limitan la penetración de agua hacia los residuos. Como ya hemos apuntado, el agua es la principal vía de transferencia de los radionuclidos.

  Su segunda función es contribuir a la retención de los radionucleidos, limitando el escape y retrasando el comienzo de la lixiviación de los mismos. Por tanto, las obras de ingeniería deben presentar, en conjunto con los bultos, un buen confinamiento de la radiactividad durante el tiempo necesario.

- La barrera geológica (cuarta barrera) detiene o retarda el acceso de los radionucleidos al medio ambiente en el caso de que fallaran las tres anteriores. Las formaciones geológicas favorables se caracterizan por una alta capacidad de confinamiento, expresada por sus condiciones hidrogeológicas y geoquímicas, y por una adecuada estabilidad tectónica y geomecánica.

  En caso de fallo de las barreras artificiales (contenedor y obras de ingeniería), los radionucleidos pueden ser liberados por las aguas subterráneas. La barrera natural geológica dificulta la movilidad de estos radionucleidos, mediante una serie de fenómenos físico-químicos que tienen como efecto retardar la migración de los mismos hacia la biosfera. Los principales mecanismos que causan dicha retención son los fenómenos de interacción de los radionucleidos con la roca (que se engloban bajo el término "sorción").

Por último, completan el sistema de protección una serie de medidas administrativas consistentes en el establecimiento de un conjunto de controles legales y normativos durante todo el proceso de gestión (selección del emplazamiento, diseño, construcción, operación, cierre y clausura) y la garantía de continuidad en el tiempo de esos controles.

6.2.3 Acondicionamiento de los residuos

El acondicionamiento de los residuos comprende un conjunto de procesos desde que se producen los residuos, hasta que son embidonados o introducidos en contenedor, después de su tratamiento e inmovilización.

A su vez, el tratamiento de los residuos consiste en una serie de operaciones en las que, en términos generales, el residuo se divide en dos fracciones:

a) Una fracción descontaminada, que contiene casi la totalidad del volumen del residuo original y que posee una actividad tan baja que permite su evacuación o reutilización, y

b) Una fracción concentrada de volumen pequeño comparado con el del residuo original, y con un contenido radiactivo total próximo al del residuo original. (Figura 6.4).

En general, para aumentar la seguridad global de la gestión de los residuos, la fracción concentrada se transforma en un producto sólido, en caso de residuos líquidos, o si la fracción concentrada está constituida por pequeñas fracciones sólidas, se engloban en un sólido compacto de mayor volumen. Estas operaciones se conocen como "inmovilización de residuos". Posteriormente, el residuo inmovilizado se coloca en el interior de un contenedor (operación de envasado) para evitar la dispersión de la radiactividad de los residuos y también para limitar el contacto del agua con los residuos en caso de que ésta llegara a tener acceso al lugar donde están situados.

Como resumen, podemos concluir que el acondicionamiento de los residuos consta de las siguientes fases (Figura 6.5):

1. Pretratamiento

   La operación más importante es la segregación o clasificación de los residuos, pero también incluye otras operaciones que pueden facilitar el tratamiento posterior, tales como el troceado, ajuste químico, descontaminación, almacenamiento para decaimiento y transporte.

   En la práctica, la gestión de los residuos radiactivos se facilita si éstos se mantienen separados o se segregan, de acuerdo con sus características, en la propia instalación donde se originan. Los principales parámetros para dicha segregación suelen ser su combustibilidad, su actividad, su período de semidesintegración y su composición química.

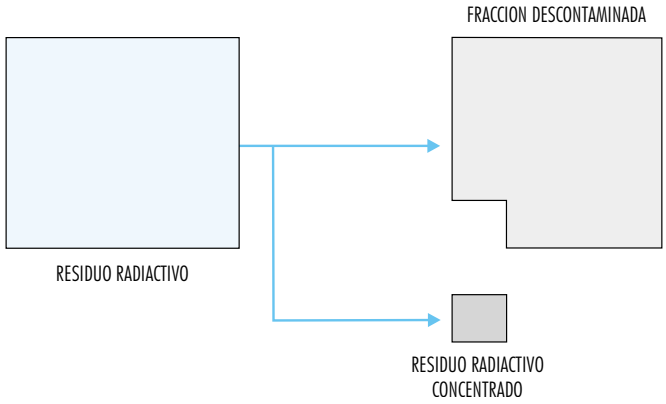


Figura 6.4. Finalidad del tratamiento de los residuos.

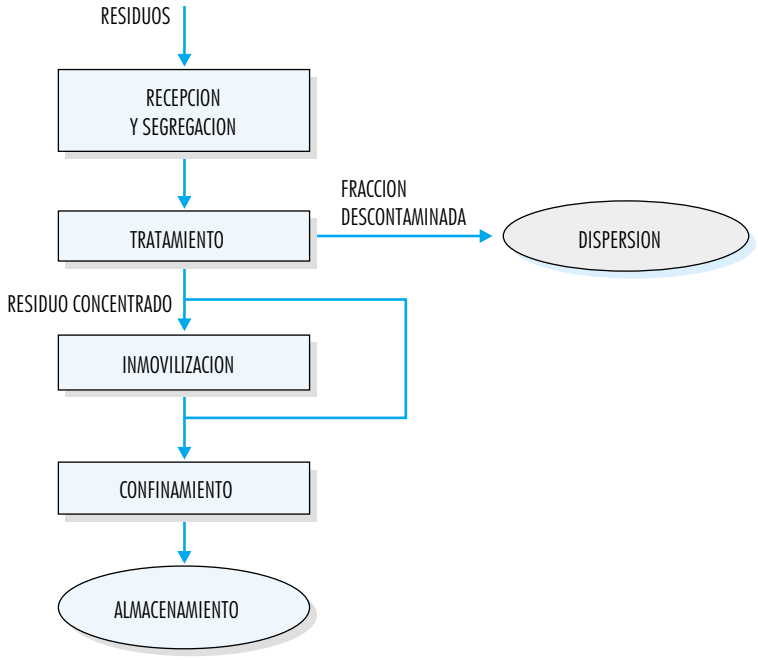


Figura 6.5. Etapas del acondicionamiento de residuos radiactivos.

2. Tratamiento principal

Su objetivo es reducir el volumen del residuo a almacenar y concentrar la actividad en este volumen reducido. Esta reducción permite optimizar la capacidad de almacenamiento de las instalaciones.

Algunos *residuos sólidos de baja y media actividad* se precompactan, sometiéndolos a una presión elevada en el interior del contenedor, mediante una prensa hidráulica.

Los residuos líquidos de baja y media actividad se someten a una serie de procedimientos para separar los radionucleidos de la solución que los contiene y concentrarlos. Los procedimientos empleados son la precipitación química, filtración, centrifugación y más frecuentemente, evaporación y el intercambio iónico. Por ejemplo, este último tiene la ventaja de que el producto final es un pequeño volumen de resina contaminada que se puede manejar con facilidad. También puede utilizarse la incineración en el caso de líquidos combustibles (aceites, líquidos de centelleo) o sustancias orgánicas (cadáveres de animales, tejidos, líqui-

dos orgánicos, etc.) En este caso, deben tomarse las debidas precauciones para evitar la dispersión de las sustancias radiactivas en los humos y tratarse convenientemente las cenizas de la combustión.

Los *residuos líquidos de alta actividad* procedentes del reproceso o reelaboración del combustible gastado, suelen ser concentrados por evaporación antes de su almacenamiento temporal y posterior vitrificado.

3. Inmovilización y envasado

Su objetivo es evitar la dispersión de los radionucleidos, mejorando la seguridad de la gestión de la fracción concentrada (transporte y almacenamiento). Puesto que los sólidos tienen una movilidad mucho menor que los líquidos, se trata de inmovilizar todos los residuos mediante procesos de solidificación o inclusión en matrices sólidas.

Este material de solidificación debe tener unas propiedades que permitan: a) inmovilizar todos los componentes del residuo; b) ser químicamente inerte; c) tener resistencia al fuego; d) poseer buenas propiedades mecánicas; e) ser estable frente a las radiaciones; f) ser insoluble en agua y g) tener una buena transmisión de calor. Estas tres últimas cualidades son especialmente deseables para los residuos de radiactividad alta.

Los residuos de baja y media actividad se inmovilizan en una matriz solidificada, que suele ser de cemento. El producto sólido obtenido y su contenedor (bulto), garantizan la inmovilidad de los radionucleidos durante los períodos requeridos para su decaimiento.

En el caso del ciclo cerrado, los residuos de alta actividad procedentes del reproceso del combustible, se inmovilizan en matrices de productos vítreos obtenidos a alta temperatura, como los silicatos y borosilicatos. Estos productos vítreos, envasados herméticamente en contenedores y cápsulas especialmente diseñadas, garantizan una alta resistencia a la corrosión, así como una gran estabilidad tanto térmica como frente a la radiación y, por tanto, son adecuados para confinar los radionucleidos durante los largos períodos de tiempo que son necesarios para su decaimiento.

En este mismo tema se describen, más adelante, con mayor profundidad, los diversos métodos de tratamiento para los residuos de baja y media actividad y alta actividad.

6.2.4 Estrategia general de almacenamiento de residuos radiactivos: la situación en el mundo

Actualmente, es en el campo del almacenamiento (principalmente para alta actividad), donde se están realizando los mayores esfuerzos de investigación y desarrollo, en gran parte a través de programas internacionales. Los principales temas de inves-

tigación son el almacenamiento definitivo de los residuos de alta actividad, el estudio de la migración de los radionucleidos en distintos medios geológicos, el estudio de la dispersión de los radionucleidos en la biosfera, así como los estudios de seguridad global de un almacenamiento de residuos, evaluando el comportamiento del sistema de multibarreras.

En este apartado, se exponen las estrategias de almacenamiento que se han desarrollado en el mundo según el tipo de residuos radiactivos.

Residuos de baja y media actividad

Durante algunos años, la opción preferente para el almacenamiento de residuos de baja actividad fue el vertido marino, práctica actualmente prohibida y en moratoria desde el año 1983. En la actualidad, la solución válida para su aislamiento definitivo es su almacenamiento, convenientemente acondicionados, en tierra firme. Existen básicamente dos opciones:

- La primera, en superficie con adición de barreras de ingeniería, como es el caso del centro de almacenamiento de El Cabril, en operación desde 1992, cuya capacidad cubrirá las necesidades españolas hasta finales de la segunda década del 2000, o el del centro de almacenamiento francés de L'Aube, en operación desde 1991, con una capacidad de 1.000.000 m^3 de residuos de baja y media actividad.
- La segunda, el almacenamiento subterráneo a baja o a media profundidad, como es el centro SFR de Suecia y las minas de Konrad y Asse en Alemania.
- El almacenamiento de residuos de baja y media actividad se considera resuelto desde una perspectiva tecnológica e industrial, ya que como se cita anteriormente, existen instalaciones con amplia capacidad operando satisfactoriamente desde la década de los 70.

Residuos de alta actividad

La estrategia para este tipo de residuos depende de si se ha optado por el *ciclo cerrado* y por tanto, reproceso del combustible gastado, o por el *ciclo abierto*, sin reproceso.

Hay países como Suecia, Canadá, Estados Unidos y España que hasta la fecha han optado por la opción de ciclo abierto, mientras que otros países como Francia, Alemania y Japón han optado por la opción de ciclo cerrado.

En el caso de reprocesar el combustible, es necesario gestionar como residuos de alta actividad los vitrificados derivados de dicho tratamiento, los cuales son introducidos en contenedores de acero inoxidable en cámaras de hormigón refrigeradas por aire, en las propias instalaciones de reproceso, a la espera de su evacuación final. Existen plantas industriales de reproceso funcionando desde hace varios años en distintos países, como Sellafield en el Reino Unido y La Hague en Francia.

En ambos casos, es necesario disponer de un almacenamiento temporal durante un tiempo más o menos prolongado, para dicho combustible.

El combustible gastado de las centrales nucleares se almacena, en primera instancia, en las piscinas de las propias centrales nucleares. Dentro de las piscinas, el combustible gastado se aloja en bastidores metálicos, bajo agua, que actúa como refrigerante y blindaje contra las radiaciones. La estancia en las piscinas permite el necesario decaimiento radiactivo para su posterior manejo o traslado.

Cabe posteriormente, bien por saturación de la piscina o porque se contemple el desmantelamiento de la central nuclear, aplicar un sistema de almacenamiento utilizando contenedores metálicos o bóvedas, en los que se continúa refrigerando el combustible, generalmente por convección natural.

El almacenamiento temporal del combustible gastado puede realizarse en la propia central o fuera de ésta, de una manera centralizada. Algunos países, como Suecia, utilizan sistemas centralizados de almacenamiento en piscinas que albergan el combustible gastado de diversos reactores.

En cuanto al almacenamiento definitivo de los residuos de alta actividad, la opción internacional, científica y tecnológicamente más segura, consiste en su almacenamiento en formaciones geológicas profundas, que garantizan el confinamiento de dichos residuos durante el tiempo necesario para que su eventual retorno a la biosfera no suponga un riesgo indebido a las personas y al medio ambiente.

Los medios geológicos considerados son: sales, granitos, arcillas, basaltos y tobas volcánicas. La decisión de un tipo de roca u otro depende de las características geológicas de cada país.

Actualmente existen en otros países laboratorios subterráneos a gran profundidad, en distintos tipos de roca, que están completando y verificando los conocimientos adquiridos sobre el citado concepto de evacuación de residuos (Grimsel en Suiza, Gorleben en Alemania, Yucca Mountain en EE.UU., etc.).

En los EE.UU., desde mayo de 1998, existe una instalación definitiva para almacenamiento de residuos radiactivos de alta actividad, la Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) en el estado de Nuevo Méjico. Esta instalación albergará cerca de 175.000m^3 de residuos transuránicos provenientes de los programas nucleares de defensa del Departamento de Energía de ese país (Figura 6.6).

La gestión de los residuos radiactivos en España no es ajena a la problemática internacional, estando en muchos aspectos directamente relacionados con ella y, por tanto, con las soluciones adoptadas o previstas en otros países.

En el caso español, al comenzar el programa nuclear más tarde que en otros países (Estados Unidos, Francia, Reino Unido, etc.) el problema de la gestión de los residuos de alta actividad no es tan acuciante como en estos países, lo que permitirá disponer de opciones ya contrastadas en los mismos.

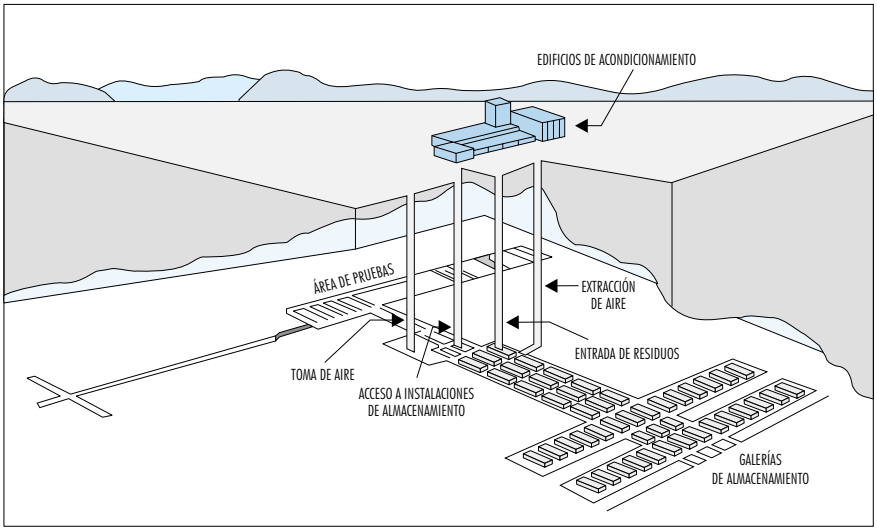


Figura 6.6. Diseño conceptual del Waste Isolation Pilot Plant (WIPP), EE.UU.

Evolución de la gestión de los residuos radiactivos en diferentes países

En el contexto internacional, fundamentalmente en el marco de los organismos multilaterales, se desarrollan metodologías, conceptos y armonización de principios y criterios reglamentarios en las distintas áreas de la gestión de los residuos radiactivos.

Cabe destacar el plan Radwass del OIEA, que tiene por objeto elaborar un conjunto completo de normativas, con una estructura jerárquica lógica, que interrelacionen los fundamentos, criterios y normas de seguridad en los distintos aspectos de la gestión de los residuos. Asimismo es de resaltar la opinión conjunta emitida por la UE, la AEN/OCDE y el OIEA, a través de sus comités representativos, acerca de la existencia actual de metodologías suficientes para evaluar la seguridad de las instalaciones para el almacenamiento definitivo de residuos de alta actividad en formaciones geológicas profundas. En la UE el Plan de Acción Comunitario en materia de gestión de residuos radiactivos, tiene como principal objetivo la armonización, en la medida de lo posible, de estrategias, prácticas y normativas.

En lo que respecta a la gestión de los residuos de baja y media actividad, continúan desarrollándose a nivel industrial las actividades de acondicionamiento, transporte y almacenamiento, orientándose las actividades de investigación a la introducción de mejoras para la optimización de las mismas. También se está realizando un esfuerzo

importante en la armonización de políticas de exención, fundamentalmente en la definición de criterios comunes y el desarrollo de límites de actividad específicos.

En relación con los residuos de alta actividad, se ha trabajado especialmente en la puesta a punto de nuevas tecnologías que complementen los sistemas de almacenamiento intermedio de este tipo de residuos, mientras se continúa con los procesos de búsqueda de emplazamientos para el almacenamiento geológico profundo como almacenamiento definitivo, así como la investigación, desarrollo y demostración de los distintos aspectos asociados al sistema multibarreras, conceptualmente concebido para este tipo de instalaciones.

En paralelo a este proceso, se viene trabajando desde hace años en una nueva tecnología, denominada separación y transmutación, para el tratamiento y conversión, mediante reacciones nucleares, del combustible gastado y de los residuos de alta actividad, en sustancias de menor actividad y duración, con lo cual es esperable una reducción en la radiotoxicidad de este tipo de residuos.

Sin embargo, a corto y medio plazo no parece posible eliminar totalmente los residuos de alta actividad mediante la transmutación, es decir, sería necesaria la instalación de un almacenamiento geológico profundo (AGP), aunque de menor tamaño, ya que se reduciría considerablemente el volumen y la toxicidad de los residuos.

6.2.5 Transporte de residuos

El transporte de las sustancias radiactivas se realiza de acuerdo con las recomendaciones establecidas por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), las cuales son recogidas por la Organización de Naciones Unidas y posteriormente a través de los correspondientes órganos legislativos, convertidas en reglamentaciones de ámbito nacional e internacional. En el caso europeo, la legislación vigente es el Acuerdo Europeo para el Transporte de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR).

La citada normativa contempla entre otros aspectos, los ensayos a que deben ser sometidos los bultos (resistencia a la caída, al calor, estanqueidad, etc.), los controles radiológicos a realizar sobre el material, el etiquetado de la carga para su expedición, etc. También regula la formación de los conductores, el equipamiento de los vehículos, la documentación preceptiva que acompañará al transporte y las medidas de seguridad que deberán ponerse en marcha en caso de accidente.

El objetivo del Reglamento de Transporte es proteger contra la dispersión del material radiactivo y su posible asimilación por parte de personas que estén en las inmediaciones durante el transporte normal o en caso de accidente y contra el riesgo que suponen las radiaciones que emite el bulto.

Estos objetivos se logran tomando las siguientes medidas:

1. Asegurando que la *contención* del material radiactivo sea adecuada para evitar su dispersión y asimilación por parte de personas que estén en las inme-

diaciones durante el transporte normal o en caso de accidente. Se toman en cuenta tanto el diseño, como la actividad y la naturaleza de su contenido.

2. Controlando el *nivel de la radiación externa* y proporcionando señales de advertencia sobre el contenido del bulto. Se toman en consideración en este caso, el nivel máximo de radiación en la superficie externa del bulto, el marcado y etiquetado de dichos bultos, y los requisitos para su estiba durante el transporte.

Tipos de bultos

Dentro de nuestro contexto, se entiende por bulto el embalaje junto con su contenido radiactivo, dispuestos para el transporte.

El Reglamento distingue cinco tipos principales de bultos, en función de su actividad, de la forma física, de su contenido radiactivo y del tipo de embalaje que se utilice. Estos tipos principales son los siguientes:

1. Bultos exceptuados
2. Bultos industriales
3. Bultos de tipo A
4. Bultos de tipo B
5. Bultos con sustancias fisionables.

- Los bultos *exceptuados* son aquéllos que contienen cantidades de material radiactivo lo suficientemente pequeñas para permitir su exención de la mayoría de los requisitos de diseño y uso. No obstante, estos bultos deben cumplir con determinados requisitos para asegurar que su contenido radiactivo quede identificado cuando se abran, y que su manipulación y transporte sean seguros. Entre ellos figuran los requisitos de diseño para asegurar la manipulación y estiba adecuadas y seguras del bulto.

  En razón del riesgo tan bajo que supone el contenido de los bultos exceptuados, éstos se transportan con una información descriptiva menor que la que se requiere para otros bultos de materiales radiactivos. Los reglamentos postales locales pueden autorizar el envío de ciertos bultos de este tipo por correo. Al respecto, aunque el Reglamento del OIEA contemple el envío de este tipo de bultos por correo, la legislación española (Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear) prohibe la utilización de los servicios postales.

- Los bultos *industriales* se emplean para el transporte de materiales conocidos como de baja actividad específica (BAE) u objetos contaminados en la superficie (OCS); en este apartado se incluyen los transportes de residuos radiactivos de baja actividad. Los materiales de baja actividad específica (es decir, los que tienen poca actividad por unidad de masa) y ciertos obje-

tos no radiactivos que tienen bajos niveles de contaminación en la superficie, de por sí no presentan riesgos, ya sea porque la actividad contenida es muy baja, o porque el material se encuentra en una forma que no facilita la dispersión y que presenta sólo un riesgo de radiación interna baja. Los materiales de baja actividad específica, tales como los minerales radiactivos, a veces pueden transportarse a granel.

Además de reunir las condiciones requeridas para los bultos exceptuados, los bultos industriales también deben cumplir requisitos adicionales relativos a las condiciones normales del transporte, del etiquetado exterior y de los documentos de expedición.

Existen tres tipos de bultos industriales, bultos industriales del Tipo I, del Tipo II y del Tipo III (que se abrevian BI-I, BI-II y BI-III, respectivamente).

Los BI-I deben cumplir determinados requisitos de temperatura y presión (para su transporte aéreo), superiores a los que se imponen a los bultos exceptuados.

Los bultos del Tipo BI-II deben ser sometidos a los siguientes ensayos:

- Caída libre (desde 1,2 a 0,3 metros, según su peso) y
- Apilamiento (compresión durante 24 horas, con 5 veces su peso o una presión de 1300 Kg/m^2).

Los bultos del tipo BI-III deben, además, cumplir con los requisitos de los ensayos de:

- Aspersión con agua (50 litros/m durante 1 hora) y
- Penetración (desde una altura de 1 metro se deja caer una barra de 3,2 cm de diámetro y 6 Kg de peso).

- Los bultos de *Tipo A* están diseñados para transportar de forma segura cantidades relativamente pequeñas de materiales radiactivos y/o fuentes radiactivas poco intensas. Además de superar los mismos ensayos que los BI-II y BI-III, si el contenido radiactivo es líquido o gaseoso, deben ser sometidos a otros ensayos adicionales:
  - Caída libre desde 9 metros.
  - Penetración desde una altura de 1,7 metros.

  Se supone que los bultos de tipo A pueden resultar dañados en un accidente grave y que puede liberarse una fracción de su contenido. El Reglamento por lo tanto, limita las cantidades máximas de radionucleidos que pueden transportarse en dichos bultos. Estos límites aseguran que, en el caso de una liberación, los riesgos de contaminación o radiación externa sean bajos.

- Los bultos *Tipo B* se emplean para trasladar cantidades mayores de material radiactivo. Se utilizan para el transporte de radisótopos, combustible nuclear gastado, residuos vitrificados y materiales similares de alta actividad. Estos bultos tienen que poder resistir los efectos de accidentes graves. A fin de demostrar esta capacidad, se requieren ensayos para comprobar su resistencia al impacto, a la penetración, al fuego, y a la inmersión en agua, que representan condiciones hipotéticas de accidente. Estos ensayos son los siguientes:
  - Caída libre desde 9 metros.
  - Penetración: se deja caer el bulto desde 1 metro, sobre una barra maciza de acero de 15 cm de diámetro y 20 cm de longitud.
  - Térmicos: exposición del bulto a 800ºC durante 30 minutos.
  - Inmersión: 8 horas a 15 metros de profundidad.

  Dentro de los bultos tipo B se pueden distinguir:
  - Bultos tipo B(U), si está proyectado y construido de acuerdo a los criterios de diseño y contención especificados. Sólo requieren aprobación por la autoridad competente del país de origen.
  - Bultos tipo B(M), si no se ajusta a uno o más de los criterios de diseño especificados, razón por la que deben ser aprobados tanto por el país de origen como por todos los países por donde deba pasar el transporte (aprobación multilateral).

  En la tabla 6.1 se muestran los requisitos de diseño y ensayos para los distintos tipos de bultos de transporte.
- Un bulto es designado como *bulto fisionable* si contiene una sustancia fisionable capaz de producir una reacción nuclear en cadena. Desde el punto de vista del transporte se dividen en:
  - Clase I: cuando no existe riesgo de criticidad en cualquier número y disposición.
  - Clase II: sin riesgo de criticidad en número limitado.
  - Clase III: sin riesgo de criticidad en el número y disposición previstos por haberse adoptado las precauciones necesarias.

Clasificación y etiquetado de los bultos

Salvo los bultos exceptuados, que no llevan etiquetas en el exterior, los bultos también se clasifican en tres categorías definidas según las intensidades de radiación en la superficie del bulto, y según un valor conocido como el "índice de transporte", que se utiliza tanto para controlar la intensidad de la radiación (en rigor, la tasa de dosis de radiación) a una distancia de un metro de la superficie del bulto, como para evitar

Tabla 6.1
Requisitos y ensayos para los bultos de transporte

Requisitos de diseño y de ensayo para el transporte de materiales radiactivos						
	Bultos exceptuados	Bultos industriales			Tipo A	Tipo B
		BI-I	BI-II	BI-III		
Requisitos generales						
Izado, estiba, vibración, materiales	X	X	X	X	X	X
Requisitos adicionales para el transporte aéreo						
Temperatura, presión		X	X	X	X	X
Condiciones normales para el transporte						
Caída libre 0,3-1,2 m			X	X	X	X
Apilamiento			X	X	X	X
Aspersión con agua				X	X	X
Penetración						
1,0 m				X	X	X
1,7 m					L[a]	
Condiciones de accidente						
Caída desde 9,0 m					L[a]	PAD[b]
Perforación desde 1,0 m						X
Aplastamiento desde 9,0 m						LBD[c]
Ensayo térmico						X
Ensayo de inmersión						
15 m						X
200 m						CNI[d]
Evaluación de la fuga de agua para la criticidad	—Aplicable a sustancias fisionables—					

a) En caso de transporte de material radiactivo líquido o gaseoso (L)

b) Para bultos pesados y de alta densidad (PAD)

c) Para bultos livianos y de baja densidad (LBD)

la criticidad. Para cada categoría de bulto hay una etiqueta diferente, a fin de simplificar su identificación y facilitar el control por parte de los trabajadores cuando éstos manipulan los bultos.

Con mayor precisión, el "índice de transporte" se define:

- Si el bulto no es de clase fisionable II ó III, es el número que indica su intensidad máxima de radiación a 1 metro del bulto, expresada en mSv/h y multiplicado por 100.

- Si el bulto es de clase fisionable II ó III es el valor anterior o el resultado del cociente de 50 entre el número admisible de bultos (se tomaría el mayor de los dos valores).

De acuerdo con lo anterior, las *categorías de etiquetado* de los bultos son:

- Categoría I-Blanca: para bultos en que la intensidad máxima de radiación en la superficie es de 0'005 mSv/h y el índice de transporte es prácticamente nulo.
- Categoría II-Amarilla: para bultos en que la intensidad máxima de radiación en la superficie está comprendida entre 0'005 y 0'5 mSv/h y su índice de transporte está comprendido entre 0 y 1.
- Categoría III-Amarilla: para bultos en que la intensidad máxima de radiación en la superficie está comprendida entre 0'5 y 2 mSv/h y su índice de transporte está comprendido entre 1 y 10.

A modo de ejemplo, en la figura 6.7 se muestra la etiqueta exigida para la categoría III-Amarilla.

Los bultos que sobrepasan los 2 mSv/h o el índice de transporte es mayor de 10, deben transportarse bajo los controles especiales del régimen de "uso exclusivo de un medio de transporte". En este caso los bultos pueden llegar a tener una intensidad en la superficie de hasta 10 mSv/h y una tasa de dosis a 2 metros de 0'10 mSv/h.

Documentación de transporte

En relación con la documentación de transporte hay que indicar que la reglamentación obliga al remitente a confeccionar la "*carta de porte*", en la que el remitente certifica que el material cumple lo reglamentado en cuanto a descripción, embalado, etiquetado, etc. La documentación, asimismo, debe recoger una descripción detallada de cada bulto de la expedición, que incluirá la identificación de los certificados de la autoridad competente cuando esto sea aplicable (Figura 6.8).

El remitente deberá facilitar al transportista la información sobre las precauciones de manipulación, ruta a seguir, actuación en caso de emergencia, etc. Cuando se requiere una aprobación específica de la expedición o una notificación previa, el transportista debe ser informado al respecto.

6.2.6 Aspectos económicos de la gestión de residuos en España

Los Estados o Gobiernos con programas nucleares significativos han creado entes públicos específicos para la gestión de los residuos radiactivos, o han responsabilizado de su creación al consorcio de empresas productoras de energía nucleoeléctrica, reservándose de alguna manera el seguimiento y control técnico y financiero.

En España, mediante el Real Decreto 1522/1984 se creó la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA). Es una Sociedad Pública sin ánimo de lucro cu-

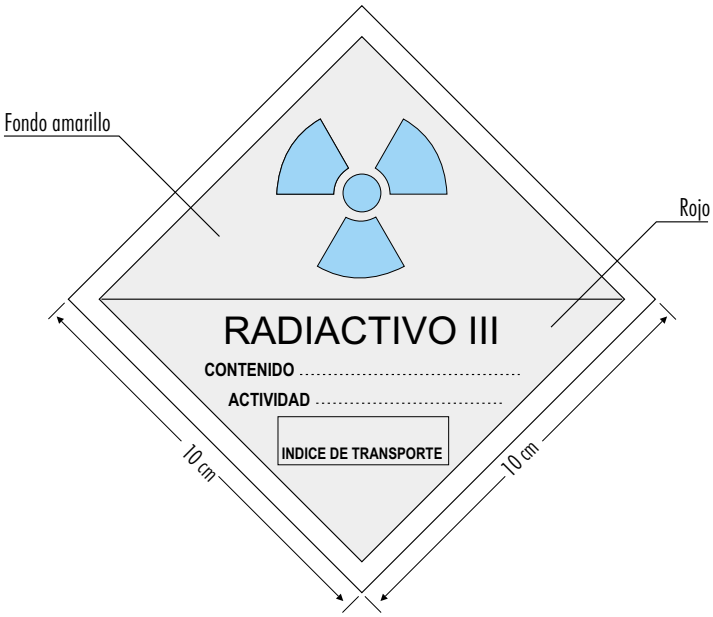


Figura 6.7. Etiqueta para categoría III-Amarilla.

yas misiones básicas consisten en gestionar todo tipo de residuos radiactivos y realizar el desmantelamiento de instalaciones nucleares. En el capítulo 3 de este libro se describen los cometidos de ENRESA.

6.2.7 Costes de la Gestión de Residuos Radiactivos

Tal como se establecía en el Real Decreto de constitución de ENRESA, los costes de las actividades derivadas de la gestión de residuos radiactivos deben ser financiados por los generadores de dichos residuos.

El coste total de la gestión de los residuos radiactivos representa cantidades importantes a realizar en un período de tiempo muy largo. Por otra parte, conviene subrayar que, a pesar de la cuantía total de las cifras manejadas, ello sólo representa una parte muy pequeña en comparación con el valor de la energía eléctrica producida por las centrales nucleares durante tan largo período de tiempo.

Estos costes pueden clasificarse en la forma siguiente:

- Investigación y desarrollo.
- Diversos tipos de transportes.

enresa

CODIGO:

PAGINA:

ALBARAN DE RECOGIDA DE RESIDUOS

1. - DATOS DE LA ENTIDAD PRODUCTORA

Nº I. R.	NOMBRE DE LA ENTIDAD	NOMBRE SUPERVISOR O RESPONSABLE
PROVINCIA	D I R E C C I O N	TELEFONO

2. - EMPRESA TRANSPORTISTA

NOMBRE DE LA ENTIDAD	D I R E C C I O N	
NOMBRE / S CONDUCTOR / ES	TIPO VEHICULO	MATRICULA

3. - TRANSFERENCIA DE RESIDUOS

FECHA:

POR LA INSTALACION:

NOMBRE:
FIRMA:

POR ENRESA

NOMBRE:
FIRMA:

LOS ARRIBA FIRMANTES CERTIFICAN LA VERACIDAD DE LOS DATOS DEL PRESENTE ALBARAN DE RECOGIDA DE RESIDUOS.

enresa

CODIGO:

PAGINA:

ALBARAN DE RECOGIDA DE RESIDUOS

UNIDADES DE CONTENCION					B U L T O S					
UNIDAD CONTENCION	TIPO	RADIO-NUCLEI-DOS	DOSIS µSv/h	ACT MBq	REF. BTO	Dosis µSv/h Contc.	Dosis µSv/h 1 m	CATE-GORIA	ACT MBq	OBS.

OBSERVACIONES:

Figura 6.8. Ejemplo de albarán de entrega.

- Almacenamiento de residuos de baja y media actividad.
- Almacenamiento intermedio de combustible gastado y residuos de alta actividad.
- Gestión final de combustible gastado y residuos de alta actividad
- Clausura de instalaciones (centrales nucleares, fábricas de concentrados de uranio, restauración de minas, etc.).
- Gestión de residuos especiales (detectores de humo, fuentes especiales, chatarras contaminadas, etc.).
- Sistema operativo de emergencias.
- Asignaciones a Ayuntamientos

En la tabla 6.2 se muestra la distribución del coste de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos desde el año 2000 hasta el año 2070, en función de las producciones estimadas de los residuos y de las fechas previstas en los programas.

Hay que tener en cuenta la evolución de los gastos que hay que realizar, que viene condicionada, mayoritariamente, por las operaciones necesarias para la gestión de los residuos de las centrales nucleares. En la figura 6.9 se muestra la variación temporal de los costes de la gestión de residuos.

Sistemas de financiación de los costes de la gestión de los residuos radiactivos

Desde el punto de vista financiero, es imprescindible distinguir entre los dos tipos de fuentes generadoras de residuos. En primer lugar, las *centrales nucleares,* que son prácticamente las únicas que generan residuos de alta actividad y una gran parte de los de baja y media. En segundo lugar, los *hospitales*, los *centros de investigación* y la *industria*, que representan un pequeño porcentaje del coste total de la gestión de residuos.

a) Sistema de financiación en el sector nucleoelétrico

La financiación en el sector nucleoeléctrico se basa en un sistema de pagos a cuenta, de forma que los ingresos percibidos a través de la recaudación resultante de la aplicación de la cuota porcentual sobre la facturación por venta de energía eléctrica, se acumulen para financiar los costes que se producirían, normalmente, años después. A fin de asegurar la financiación de una forma automatizada y en concordancia con el sistema establecido, ENRESA dotará una provisión con los fondos que se recaudarán a través de la facturación por venta de energía eléctrica.

La cuota teórica a aplicar cada año sobre la facturación por venta de energía eléctrica, se calcula mediante un procedimiento de estudio económico-financiero de los costes de todas las actuaciones a realizar por ENRESA, de modo que los im-

Tabla 6.2
Coste de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos (MPT99)

Concepto	Coste hasta 31-12-98		Coste desde 200 hasta 2070	Coste total
	Real hasta 31-12-98	Estimado año 1999		
Costes de Estructura (1)	30.662	3.169	158.204	192.035
Investigación y Desarrollo	14.812	1.577	32.860	49.249
Transporte	2.120	211	33.540	35.871
Almacenamiento RBMA	49.667	3.402	123.880	176.949
Almacenamiento intermedio del combustible gastado y RAA	15.508	1.123	97.790	114.421
Gestión final de del combustible gastado y RAA (2)	80.269	661	445.831	526.761
Clausura de centrales nucleares	6.408	4.642	316.664	327.714
Clausura de otras instalaciones (3)	11.058	564	3.374	14.996
Gestión residuos especiales (4)	2.234	421	2.694	5.348
Sistema Operativo Emergencias (5)	418	23	1.610	2.051
Asignaciones a Ayuntamientos	28.594	3.183	115.176	146.953
Subtotal	241.749	18.977	1.331.623	1.592.349
Impuesto sobre Sociedades (6)	36.411	-707	-538	35.166
Total	278.160	18.282	1.331.058	1.627.515

(1) Inversiones, gastos generales y comunicación social sede central ENRESA. Incluye también Fundación ENRESA y la retribución al capital social

(2) Incluye el coste derivado del reproceso del combustible gastado, el almacenamiento definitivo del combustible gastado y RAA (AGP), así como la parte correspondiente al desarrollo de otras tecnologías (Separación-Transmutación)

(3) Rehabilitación Minas de Uranio, Clausura de la FUA y La Haba, Clausura Reactores Experimentales y adecuación y mejora de diversas instalaciones del CIEMAT.

(4) Incluye pararrayos radiactivos, detectores de humo, fuentes especiales, chatarras contaminadas, etc.

(5) Actividad de acuerdo con el Decreto de creación de ENRESA.

(6) No tributación, a partir del año 1995, de los rendimientos financieros del fondo para la 2ª Parte del Ciclo del Combustible Nuclear. Los valores negativos son los correspondientes a las liquidaciones definitivas de dicho Impuesto.

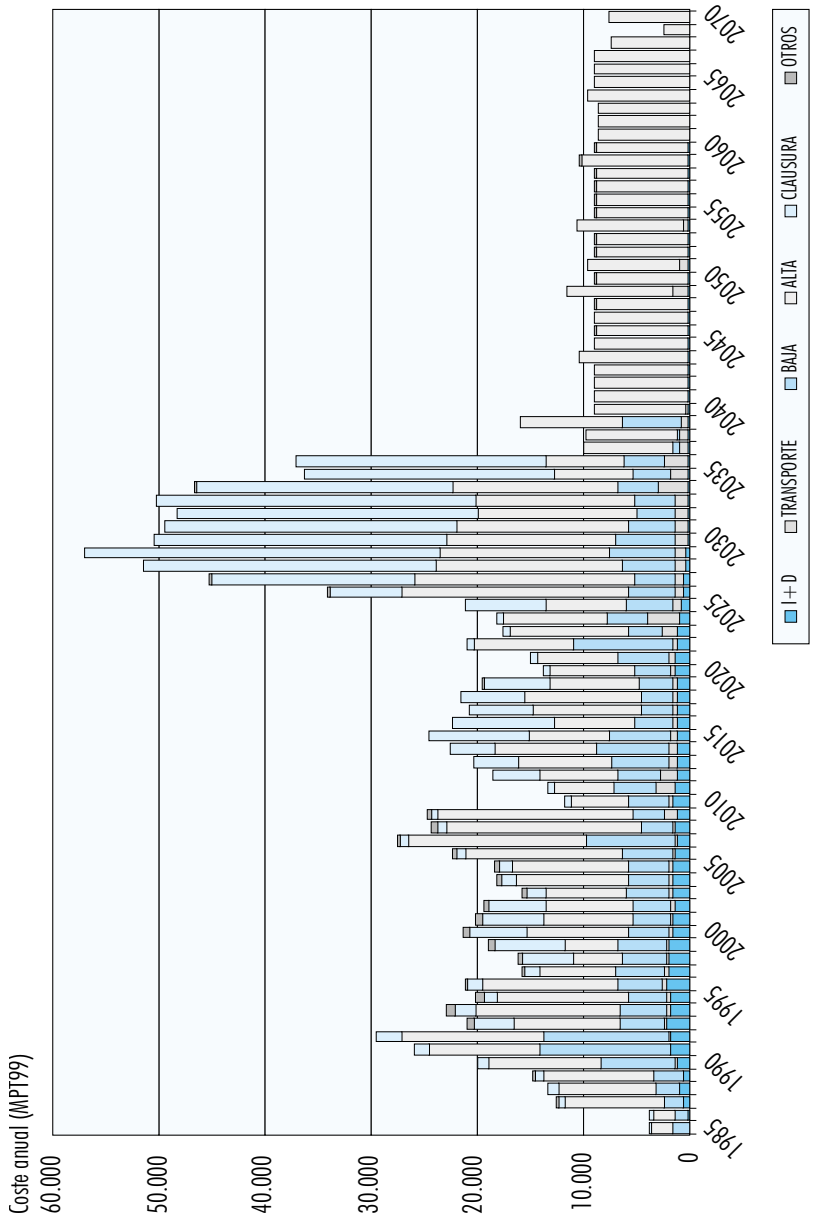


Figura 6.9. Distribución de costes en el tiempo por grandes conceptos.

portes actualizados de las cantidades recaudadas, incluyendo los intereses generados como consecuencia de las inversiones financieras, cubran la totalidad de las obligaciones y gastos a incurrir. En el año 1999 fue del 0,8%.

Dado que el cálculo de la cuota se obtiene para un escenario determinado y de acuerdo con unas hipótesis de partida que conllevan, mediante los cálculos correspondientes, a unos resultados concretos, el valor que finalmente se determine debe ser lo suficientemente conservador para soportar una conjunción de efectos desfavorables, que en el momento del cálculo, son de difícil valoración.

b) Sistema de financiación para otros productores de residuos radiactivos

Para los restantes productores de residuos radiactivos, distintos de las centrales nucleres, el sistema de financiación se basa en la contraprestación económica de los servicios prestados, mediante el pago de la tarifa correspondiente. La aplicación de dichos precios se realiza de acuerdo con los criterios establecidos en el Contrato-Tipo aprobado por el Ministerio de Industria y Energía. En el caso de los pararrayos radiactivos la Administración del Estado se hace cargo de los gastos que ocasiona su proceso de gestión.

6.3 Residuos de baja y media actividad

Los residuos de baja y media actividad se caracterizan por una baja actividad específica, un contenido limitado de emisores alfa y de radionucleidos emisores beta-gamma, con períodos de semidesintegración inferiores a 30 años.

Esta última característica es la determinante en la concepción de un almacenamiento de baja y media actividad, ya que en unos 300 años (diez veces su período de semidesintegración), la actividad de los residuos se habrá reducido a menos de la milésima parte. Por lo tanto, el almacenamiento en su conjunto, es decir, el sistema formado por todas las barreras artificiales y naturales, debe garantizar la seguridad para las personas y el medio ambiente durante este período de tiempo.

Por otra parte, la selección de un modelo de almacenamiento gobierna la estrategia para los residuos de baja y media actividad. En una instalación de almacenamiento de residuos, no se pueden almacenar más que aquellos residuos para los que ha sido diseñada y que, por tanto, cumplen con unos criterios de aceptación que están condicionados a su vez por el modelo elegido.

Así pues, en el caso de los residuos de baja y media actividad, que presentan una gran variedad de procedencias y una disparidad de características, el sistema de tratamiento y acondicionamiento de los mismos deberá ser tal que permita el cumplimiento de las especificaciones citadas con vistas a su almacenamiento definitivo.

6.3.1 Acondicionamiento de los residuos de baja y media actividad

El acondicionamiento de los residuos comprende un conjunto de procesos, desde que se generan los residuos hasta su empaquetamiento en bultos homologados, que cumplen ya los requisitos del almacenamiento definitivo.

Las fases principales del acondicionamiento de los residuos de baja y media actividad son:

- *Pretratamiento*, en el cual los residuos se segregan de acuerdo con su estado físico y su nivel de actividad total. Incluye además otras operaciones que facilitan el proceso de tratamiento posterior.
- *Tratamiento principal*, en el cual se concentra la actividad contenida en el residuo en un volumen lo más reducido posible. También es necesario neutralizar aquellos residuos que, al ser agresivos químicos, puedan tener un efecto destructor sobre los sistemas de confinamiento.
- *Inmovilización y envasado*, cuyo objetivo es evitar la dispersión de los radionucleidos, dejando los residuos en una forma sólida y estable, mediante un revestimiento o inclusión en un material aglomerante (cemento, asfalto, etc.) y su posterior confinamiento en un contenedor.

Las operaciones necesarias para el acondicionamiento de los residuos están condicionadas por su estado físico. Por ello, vamos a estudiar por separado los residuos líquidos y los sólidos.

Residuos líquidos

1. Pretratamiento

   El pretratamiento en los líquidos al producirse su segregación en el mismo momento de la recogida, generalmente se limita a la recogida de los residuos, al almacenamiento temporal para decaimiento cuando esto es posible y al ajuste químico.

   Segregación

   La segregación tiene por objeto, por una parte poder separar corrientes líquidas de diferentes características, y por otra poder mezclar corrientes diferentes pero de características semejantes. Esta segregación está condicionada por la estrategia global de la gestión de los residuos y se aplica con diferentes criterios.

   Uno de los criterios es la actividad total de los residuos, por el cual los residuos se dividen en tres clases, en función de sus períodos de semidesintegración:

   - Residuos con emisores *beta-gamma* de período de semidesintegración menor de un año. Su almacenamiento durante algunos años puede posibi-

litar su evacuación y en cualquier caso, facilitará su posterior manipulación al disminuir drásticamente su tasa de dosis.

- Residuos con emisores *beta-gamma* con períodos de semidesintegración de hasta 30 años, que deben ser inmovilizados para su almacenamiento definitivo.
- Residuos con emisores *alfa* de vida larga por encima de los niveles establecidos por las autoridades competentes, que deben almacenarse temporalmente con unas exigencias estrictas de seguridad hasta su inmovilización y almacenamiento definitivos.

Otro criterio para segregar los residuos es su composición química, ya que puede condicionar el tratamiento posterior y, además porque debe controlarse, en caso de efluentes líquidos de baja actividad, la descarga de materiales tóxicos (metales pesados y compuestos orgánicos) en las aguas superficiales y subterráneas.

Almacenamiento

La gestión de los residuos radiactivos líquidos obliga a utilizar sistemas de almacenamiento, tales como tanques, para aumentar la seguridad inherente a cada una de estas fases. Así, se utilizan tanques para segregación, chequeo, sedimentación, decaimiento o simplemente como sistema temporal de almacenamiento hasta decidir el tratamiento a aplicar.

Los tanques se sitúan en el interior de celdas, que proporcionan el necesario blindaje radiobiológico para proteger a los operarios. Su suelo y paredes se revisten interiormente, por ejemplo, con acero inoxidable, para actuar como contención secundaria en caso de fuga o rotura de algún depósito o tubería de servicio.

2. Tratamiento principal

En el tratamiento de los residuos líquidos se utilizan métodos físicos y químicos.

Entre los métodos *físicos* se encuentran la filtración, la centrifugación y la evaporación. También puede emplearse la incineración para los disolventes combustibles sin intención de recuperar.

Entre los métodos *químicos* se encuentran la precipitación y el intercambio iónico.

En general, una instalación de tratamiento de residuos contempla varias posibilidades de tratamiento y un determinado residuo se suele someter a varios procesos sucesivos de tratamiento, hasta conseguir un factor de descontaminación suficiente para permitir la descarga o reutilización de la fracción descontaminada.

Filtración y centrifugación

Estas operaciones tienen como objetivo separar la materia sólida en suspensión o sedimentada presente en los residuos líquidos. Suelen utilizarse:

a) Como etapa previa a los métodos de intercambio iónico (evita la colmatación del lecho) y de evaporación (evita la formación de focos de precipitación).

b) Después de un proceso de precipitación, como sistema que mejora la eficacia de la sedimentación (reduciendo el volumen de los barros sedimentados).

c) Antes de la evacuación de efluentes líquidos, para asegurarse de que no se descargan partículas sólidas radiactivas.

La filtración es un proceso en el que las partículas sólidas no disueltas, transportadas por una corriente líquida, se separan de ésta forzando su paso por un lecho poroso. Los tipos de filtros más utilizados son los de arena (semejantes a los de las piscinas), precapas, regenerables y cartuchos filtrantes.

La centrifugación se basa en la propiedad de que, al girar a alta velocidad, las partículas sólidas tienden a moverse hacia la periferia, debido a la fuerza centrífuga. Existen centrifugadoras diseñadas para tratar disoluciones con cantidades de hasta un 75% en peso de sólidos.

Evaporación

Es el proceso más utilizado para el tratamiento de residuos radiactivos líquidos, obteniéndose buenos factores de descontaminación y de reducción de volumen.

En la evaporación, el agua se separa de la disolución en forma de vapor, abandonando los componentes no volátiles que la acompañan (sales y radionucleidos). Es la mejor técnica para tratar residuos con alto contenido salino.

Precipitación química

Muchos radionucleidos pueden separarse de la disolución que los contiene, quedando incluidos en un sólido insoluble. Así, mediante una reacción química, los radionucleidos pasan a formar parte de un precipitado o bien son absorbidos por un compuesto insoluble, formando en el seno de la disolución carbonatos, fosfatos, etc.

La separación de los radionucleidos mediante precipitación no suele ser completa, obteniéndose unos factores de descontaminación bajos. Por ello, este procedimiento sólo se utiliza para residuos de baja y media actividad, y en combinación con otros más eficaces.

El precipitado se forma añadiendo reactivos químicos adecuados y ajustando el pH, para lo cual es necesario dispersar los reactivos en el residuo por agitación violenta. Además, es necesario que se formen partículas grandes de precipitado para que su separación del líquido sea buena.

El proceso de precipitación química origina un líquido clarificado, que a veces podrá requerir un posterior tratamiento, y unos barros que contienen los radisótopos precipitados. La separación de estos barros de los clarificados suele llevarse a cabo por sedimentación.

Intercambio iónico

Es un método de tratamiento de residuos con gran simplicidad de equipo y de operación, habiendo sido la primera técnica utilizada en el campo nuclear. En el proceso de intercambio de ión, la radiactividad queda incorporada en un pequeño volumen de resina que se puede manejar con facilidad. Por este motivo, los valores del factor de reducción de volumen y del factor de descontaminación, son generalmente altos.

Este método es útil para la descontaminación de residuos de baja y media actividad, que reúnan las siguientes condiciones:

- El contenido total en sales debe ser menor de 2 g/l, pues de lo contrario, el intercambiador se agota rápidamente con los iones no radiactivos.
- No deben contener actividad en forma de especies no iónicas.
- La temperatura del residuo debe estar por debajo de la temperatura de degradación de la resina intercambiadora.

Los intercambiadores de ión pueden ser aniónicos o catiónicos según la carga de los iones radiactivos que retienen. Los más utilizados son:

- Inorgánicos naturales (vermiculita, arcillas, zeolitas, etc.). Su capacidad de intercambio es baja, sin embargo, algunos son muy apropiados para retener algún radionucleido en concreto (por ejemplo, la vermiculita para el cesio).
- Inorgánicos sintéticos. Algunos ejemplos son el gel de silicato de aluminio, empleado para el cesio y el estroncio y el gel de titanato para el estroncio, los productos de corrosión y emisores alfa.
- Orgánicos sintéticos. Son polímeros orgánicos insolubles que presentan una alta capacidad y velocidad de intercambio, así como buenas características de flujo y estabilidad en un amplio margen de condiciones.

3. Inmovilización y confinamiento

En los distintos sistemas de tratamiento de residuos líquidos se obtiene un producto (fracción concentrada) constituido por un sólido húmedo (resinas de intercambio iónico, barros de precipitación, material filtrante) o por un líquido (concentrados de evaporación, fluidos de intercambio iónico, etc.).

Por razones de seguridad, estos productos deben convertirse en un sólido seco y consistente que facilite su transporte y almacenamiento temporal o definitivo, bajo una forma que impida la migración o dispersión de los radionucleidos por procesos naturales.

La conversión en sólidos o inmovilización, se realiza por mezcla del residuo con materiales aglomerantes, formándose un bloque compacto en el que se distribuyen más o menos uniformemente los materiales radiactivos. En ocasiones, esta

mezcla, antes de solidificar, se introduce en un contenedor que actúa como lugar o recipiente de la mezcla.

Para los residuos de baja y media actividad, los materiales normalmente utilizados para la inmovilización son *aglomerantes hidráulicos* (cemento, hormigón, etc.). En el caso de líquidos acuosos de baja actividad, en ocasiones puede fabricarse el mortero utilizando el propio líquido contaminado.

Las principales ventajas de los aglomerantes hidráulicos, como el cemento, son: a) simplicidad de manipulación, avalada por la gran experiencia de uso en la ingeniería civil; b) abundancia de las materias primas de las que se componen y a bajo costo, c) alta resistencia mecánica y elevada densidad (que proporcionan un autoblindaje); d) resistencia al fuego y e) durabilidad. Su principal desventaja es aumentar el volumen del residuo a inmovilizar.

Una vez que los radionucleidos son inmovilizados mediante las técnicas expuestas, se confinan en *bidones metálicos* normalizados, que pueden estar o no blindados con una capa de hormigón interior.

La capacidad de los bidones más utilizados para residuos de baja y media actividad es de 220 litros nominales.

Residuos sólidos

1. Pretratamiento

El objeto del pretratamiento de los residuos sólidos es llevarlos a una forma que mejore las condiciones para su posterior transporte, almacenamiento, tratamiento o eliminación, de forma que se reduzcan las necesidades de posteriores manipulaciones, el volumen a manejar, el nivel de radiación y los riesgos de origen convencional (fuego, etc.).

El pretratamiento incluye operaciones de segregación y clasificación de los residuos, reducción previa de tamaño, descontaminación y almacenamiento previo.

Segregación y clasificación

Su finalidad es separar los sólidos en grupos, en función del tipo de contaminación y propiedades físico-químicas, de acuerdo con las previsiones de tratamiento, transporte y almacenamiento definitivo.

En el mismo lugar de origen se deben separar los residuos radiactivos de los no radiactivos, reduciéndose así el volumen de residuos a tratar. Para ello se necesita un control radiológico de los residuos potencialmente contaminados, que no siempre es posible, por lo que debe evitarse introducir materiales innecesarios en zonas contaminadas (embalajes, etc.).

Los criterios de segregación de residuos sólidos están condicionados principalmente por el alto costo de almacenamiento definitivo, por lo que es importante

reducir la cantidad de residuos a almacenar. Por ello, se separan del resto los residuos que se pueden tratar fácilmente por técnicas de reducción de volumen.

En general, los residuos sólidos de baja y media actividad se agrupan en:

- Compactables (papel, trapos, vidrios, cables, láminas metálicas, etc.)
- No compactables (metales, hormigones, etc.)
- Incinerables (orgánicos, biológicos, etc.)

Dentro de cada uno de estos grupos, se separan los residuos de mayor actividad de los de menor actividad.

Reducción previa de tamaño

Tiene como objetivo mejorar la economía del embidonado y transporte previo al tratamiento y preparar los residuos para su posterior tratamiento. Dentro de la reducción de volumen, como pretratamiento, se encuentra el desmantelamiento, el troceado y la trituración.

El *desmantelamiento* consiste en el desmontaje de equipos grandes o partes de instalaciones, con el objeto de llevar a cabo el mantenimiento, reforma o clausura de las instalaciones.

Las partes o sistemas contaminados de gran tamaño, procedentes del desmantelamiento u otras actividades (como los elementos combustibles en el proceso de reelaboración), se reducen a un menor volumen mediante *troceado*, para que así se puedan manejar mejor. Las técnicas usadas en muchos casos son convencionales, tales como sierras, cizallas y corte oxiacetilénico o de arco eléctrico.

La *trituración* se emplea como operación previa a los tratamientos de incineración (aumenta la superficie expuesta a la combustión) y de compactación (para disminuir la expansión de los residuos al cesar la fuerza de compresión de la prensa).

Descontaminación

La descontaminación consiste en la separación del material radiactivo existente en la superficie de un equipo o de un sólido en general. Es una técnica utilizada en el tratamiento de residuos para disminuir los riesgos de irradiación y contaminación en las subsiguientes operaciones de tratamiento, reduciendo así el coste de estas operaciones.

Las técnicas usadas para la descontaminación pueden ser de dos tipos: mecánicas y químicas.

Entre los métodos *mecánicos*, el más sencillo es la limpieza manual frotando con cepillos o estropajos, usando agua con detergentes o disolventes adecuados. Este método se usa para objetos de pequeño tamaño.

Un método más técnico que se usa para equipos grandes y superficies de instalaciones, consiste en el empleo de chorros de agua o vapor, que eliminan la contaminación al incidir en la superficie a gran velocidad.

También se utilizan técnicas destructivas (inutilizar el equipo para su uso), que arrancan una capa más o menos gruesa del equipo a descontaminar. Para ello, se emplean máquinas basadas en esmeriles y otros materiales a desbastar o bien, martillos neumáticos para suelos y paredes de hormigón.

Entre los métodos *químicos* se encuentran los baños químicos, en los que el material a descontaminar se sumerge en una disolución de productos químicos adecuados (como ácido nítrico, fosfórico, etc.) debiendo posteriormente tratarse esta disolución como residuo líquido.

Transporte

Los residuos tienen que ser transportados para su tratamiento dentro de la propia instalación, bien sea en el interior de un mismo edificio o entre edificios distantes, pero situados en un único cerramiento, licenciado como emplazamiento de la instalación. También, si la instalación que produce los residuos no tiene equipos de tratamiento, los residuos tendrían que transportarse entre instalaciones situadas a distancia y empleando vías de comunicación públicas.

El transporte "externo" entre instalaciones, como ya vimos en el apartado 6.2.5. está regulado internacionalmente por el Reglamento de Transporte del OIEA, estableciéndose límites en cuanto a actividad, tipos de bultos y nivel de radiación, con el fin de proteger al público en general durante el transporte.

En cambio, el transporte "interno" de los residuos dentro de una misma instalación, para su tratamiento, debe satisfacer las condiciones particulares impuestas por el organismo regulador del país que interviene en la concesión de la correspondiente licencia.

Para el movimiento dentro del mismo edificio, se emplean técnicas que incluyen el empleo de sistemas mecánicos como montacargas, grúas, manipuladores, plataformas, carretillas móviles, etc. dependiendo del tipo y de la cantidad de los residuos a manejar.

Los sistemas de transporte entre edificios de un emplazamiento son semejantes a los utilizados para transportes por el exterior, siendo necesario controlar la dosis de los bultos para proteger a los operarios.

Almacenamiento previo

El almacenamiento previo al tratamiento es útil, desde el punto de vista operativo, para regular las campañas de tratamiento.

También puede concebirse como una etapa que posibilita el decaimiento de los radionucleidos de vida corta.

El almacenamiento provisional de los residuos de media actividad, puede obligar a la construcción de edificios con requerimientos específicos de seguridad y blindaje, lo cual conlleva un coste elevado.

2. Tratamiento

Los métodos más empleados en el tratamiento de residuos radiactivos sólidos son la inmovilización directa, la compactación y la incineración.

Compactación

En este método se concentra, mediante medios mecánicos, toda la actividad en un volumen menor y no se origina ninguna fracción descontaminada como en otros procesos de tratamiento.

Existe una precompactación, consiste en introducir los residuos en el propio contenedor que se va a usar para su transporte y almacenamiento y prensarlos en el propio contenedor. El espacio libre conseguido al prensar, se rellena con nuevos residuos hasta que por sucesivas operaciones se completa el contenedor. Esta técnica tiene el inconveniente de que al cesar la fuerza de compresión, el residuo se expande recuperando parcialmente el volumen inicial, salvo que se recurra a artificios de fijación (discos, tirantes, etc.).

El problema de la expansión se soluciona en los sistemas de compactación de gran potencia en los que los residuos se compactan con los propios bidones de recogida. Después del prensado, se obtienen unas "pastillas" con la suficiente resistencia mecánica como para evitar la expansión. Posteriormente, estas pastillas se introducen en un contenedor de mayor tamaño y se inmovilizan con cemento.

Incineración

Es una técnica utilizada en el tratamiento de residuos sólidos, orgánicos y biológicos, apta también para líquidos combustibles, en la que se produce una considerable reducción en el volumen y peso de los residuos.

Se utilizan sistemas de doble cámara de combustión, seguido del tratamiento de gases adecuado para evitar el riesgo que representa la dispersión de los aerosoles generados.

3. Inmovilización y confinamiento

Las fracciones sólidas de pequeño tamaño suelen englobarse en una matriz de mayor volumen, mediante su inmovilización con aglomerante hidráulico o asfalto, al igual que los residuos líquidos.

Las "pastillas" procedentes de la compactación de los residuos sólidos se introducen en un contenedor de mayor tamaño y se inmovilizan con cemento.

En el proceso de incineración se producen cenizas que son descargadas directamente en bidones, donde son inmovilizadas.

6.3.2 Sistemas de almacenamiento de residuos de baja y media actividad. Situación internacional.

Después de las reuniones de la "Convención de Londres" para la prevención de la contaminación de los mares del año 1983, la opción del vertido marino quedó en moratoria hasta el año 1993 en que se prohibió definitivamente este sistema de evacuación de residuos radiactivos. España, desde su adhesión a la Convención de Londres se ha mostrado contraria al vertido de residuos al océano.

En la actualidad, las dos opciones que se contemplan para este tipo de residuos son las siguientes:

1. Almacenamiento subterráneo

   Este método consiste en aprovechar minas o galerías subterráneas artificiales, para almacenar los residuos de baja y media actividad, previamente acondicionados.

   Cuando el almacenamiento esté lleno, los túneles de entrada serán sellados con bentonita. Cuando todo el almacenamiento se haya sellado, los túneles de transporte también serán sellados hasta la superficie para evitar la posibilidad de acceso futuro. Una vez hecho esto, el almacenamiento no necesitará ninguna vigilancia posterior.

   Algunos países como Suecia, Alemania y Finlandia han optado por esta modalidad de almacenamiento (Tabla 6.3).

2. Almacenamiento superficial con barreras de ingeniería

   El tipo de almacenamiento terrestre superficial con barreras de ingeniería, proporciona tres acciones en serie que separan los radionucleidos contenidos en los residuos de la biosfera:

   - El bidón de confinamiento donde están situados los residuos, que han sido previamente inmovilizados y que verifican unos criterios de aceptación para su almacenamiento.
   - Las barreras u obras de ingeniería.
   - El propio terreno que retarda la migración de los radionucleidos que escapan de las barreras anteriores.

   En la vida de un almacenamiento de este tipo existen dos fases:

   - La fase de *explotación* del centro, durante la cual los residuos son almacenados.
   - La fase de *vigilancia* que dura mientras los residuos almacenados puedan presentar riesgo radiológico. Una vez concluida esta última, el emplazamiento puede ser empleado sin restricciones de orden radiológico para cualquier uso.

Tabla 6.3
Principales instalaciones de RBMA en el mundo

País	Instalación	Tecnología	Año inicio operación	Capacidad (m^3)
Alemania	Morsleben	Subterráneo (sal-500m)	1981	(1) 54.500
	Konrad	Subterráneo (hierro-1000m)	(2)	650.000
EE.UU. (3)	Barnwell	Superficial	1971	700.000
	Richland	Superficial	1965	360.000
	Beatty (4)	Superficial	1962	130.000
España	El Cabril	Superficial con barreras de ingeniería	1992	50.000
Finlandia	VLJ	Subterráneo (granito -100m)	1992	8.500
	Loviisa	Subterráneo (granito -110m)	1995	7.800
Francia	La Manche (5)	Superficial	1969	517.425
	L' Aube	Superficial con barreras de ingeniería	1992	1.000.000
Japón	Rokkasho-Mura	Superficial con barreras de ingeniería	1992	(6) 40.000
Reino Unido	Drigg	Trincheras	1959	800.000
		Superficial con barreras de ingeniería	1988	800.000
Suecia	SFR	Subterráneo (granito-50m)	1988	(7) 60.000

(1) Hasta 30 de junio 2000 (final de la licencia de operación).

(2) Se encuentra en proceso de licenciamiento

(3) Las enmiendas a la Ley sobre política de residuos radiactivos estipula que a partir de 1/1/93 cada Estado, solo o en asociación con otros Estados, debe proporcionar capacidad para almacenar sus propios residuos de baja actividad. En la actualidad están en fase de licencia de construcción las siguientes instalaciones para almacenamiento definitivo: Ward Valley (California), Boyol Country (Nebraska), Wake County (North Carolina) y Fackin Ranch (Texas) .

(4) Cerrada a finales de 1992.

(5) Cerrada en julio de 1994. Durante 1996 se llevaron a cabo trabajos de cobertura del emplazamiento

(6) Ampliable a 600.000 en sucesivas etapas.

(7) Prevista ampliación de capacidad (30.000m^3) hacia el año 2000.

El fin primordial de las barreras de ingeniería es impedir que el agua, superficial o subterránea, entre en contacto con los bidones, por lo que las características esenciales del almacenamiento deben ser:

- Estar situado por encima del nivel más alto que puedan alcanzar las aguas subterráneas (nivel freático).

- Estar protegido de las aguas superficiales (lluvia, etc.) por una cobertura impermeable, y
- Disponer de sistemas colectores y de control radiológico donde se detecten y, eventualmente, se traten las posibles aguas de infiltración.

En el caso de una situación accidental en que haya degradación de las barreras durante las fases de explotación y vigilancia, se propone el objetivo de seguridad de un impacto radiológico inferior al fondo natural y, por supuesto, inferior a los límites de dosis impuestos por los reglamentos para una situación normal.

Esta modalidad de almacenamiento ha sido adoptada por diversos países como España, Francia y Japón (Tabla 6-3).

6.3.3 La gestión de los residuos de baja y media actividad. Situación en España

1. **Acondicionamiento, transporte, caracterización y aceptación de los residuos**

   El tratamiento y acondicionamiento previo de los residuos de baja y media actividad, excepto en el caso de los pequeños productores, es responsabilidad del productor, el cual debe generar unos bultos que satisfagan los criterios de aceptación definidos por ENRESA para su posterior acondicionamiento y almacenamiento definitivos en El Cabril. Para los pequeños productores, el tratamiento y acondicionamiento de los residuos es llevado a cabo en las instalaciones de El Cabril.

   El transporte de los residuos lo realiza ENRESA, como explotador responsable, bien con medios propios, en el caso de la retirada de los generados por pequeños productores, o bien a través de compañías especializadas, en el caso de los residuos acondicionados.

   En los contratos firmados entre ENRESA y los productores de residuos, se han recogido los criterios y especificaciones técnicas a considerar en relación con la caracterización y aceptación de residuos para su posterior almacenamiento en El Cabril.

   Una pieza clave en todo el proceso de comprobación de la calidad de los residuos, es el Laboratorio de Verificación de la Calidad de Residuos de Baja y Media Actividad, para la realización de los ensayos correspondientes (destructivos, de comprobación, caracterización, etc.). Dicho laboratorio forma parte de las instalaciones de El Cabril, junto con la Planta de Acondicionamiento, Estructuras de Almacenamiento y otros Servicios.

2. **Almacenamiento de residuos de baja y media actividad**

   Para asegurar el almacenamiento de los residuos de baja y media actividad producidos en nuestro país, ENRESA dispone del centro de El Cabril en la provincia de Córdoba, cuyas obras de ampliación culminaron en 1992 y que cuenta con una

capacidad para unos 45.000 m^3 de residuos acondicionados, suficiente para almacenar los residuos generados en nuestro país, hasta la segunda década del siglo XXI.

El Cabril incorpora las tecnologías más modernas en este tipo de instalaciones. Técnicamente, la instalación está basada en un sistema de almacenamiento superficial, con barreras de ingeniería interpuestas, similar al modelo francés. Este sistema garantiza el cumplimiento de los objetivos y criterios de seguridad requeridos, de modo que no exista impacto radiológico significativo alguno durante el tiempo necesario hasta que la actividad de los residuos decaiga a valores inocuos.

La instalación está integrada, básicamente, por los edificios y estructuras siguientes (Figura 6.10).

a) Edificio de Acondicionamiento de residuos de baja y media actividad, donde están ubicados los sistemas de tratamiento y acondicionamiento necesarios (compactación, incineración, fabricación de conglomerante hidráulico, etc.) destinados a los residuos líquidos y sólidos procedentes de la aplicación de radisótopos en la medicina, industria, agricultura e investigación; a los residuos sólidos procedentes de CIEMAT, Juzbado y centrales nucleares, así como a los residuos generados en la propia instalación como consecuencia de su funcionamiento.

b) Estructuras de almacenamiento de los residuos de baja y media actividad debidamente acondicionados, procedentes de las instalaciones nucleares y radiactivas españolas, formadas por celdas alineadas en dos explanadas y en doble fila (Figura 6.11).

c) Laboratorio de Verificación de la Calidad, destinado al desarrollo de los procesos de caracterización, ensayos de verificación y control de las características de los bultos radiactivos que se reciban o acondicionen en la instalación y al desarrollo de actividades de investigación, destinadas a mejorar los procesos de acondicionamiento y caracterización de los residuos de baja y media actividad.

d) Edificios de Servicios y Control (seguridad industrial, recepción, servicios técnicos, servicios generales, taller de mantenimiento, fabricación de contenedores de hormigón y administración).

El almacenamiento de El Cabril ha sido diseñado para no producir impacto radiológico alguno en el medio ambiente, ni durante su operación, ni en el futuro.

Para garantizar que esto se cumple, se lleva a cabo un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental, consistente en la toma periódica de muestras y medidas de radiactividad en el aire, las aguas, las plantas y otros seres vivos del entorno, debiéndose mantener los valores medidos por debajo de los indicados por la reglamentación vigente.

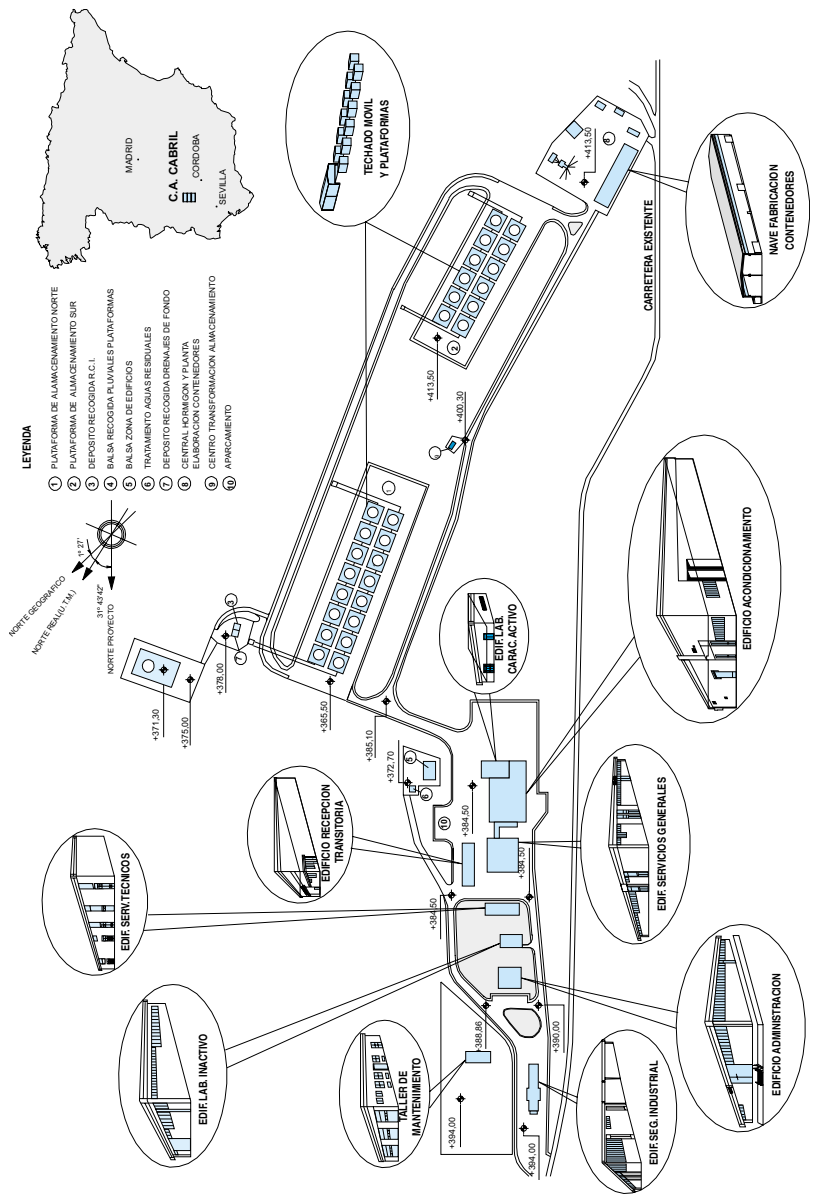


Figura 6.10. Centro de Almacenamiento de Residuos de Baja y Media Actividad de El Cabril.

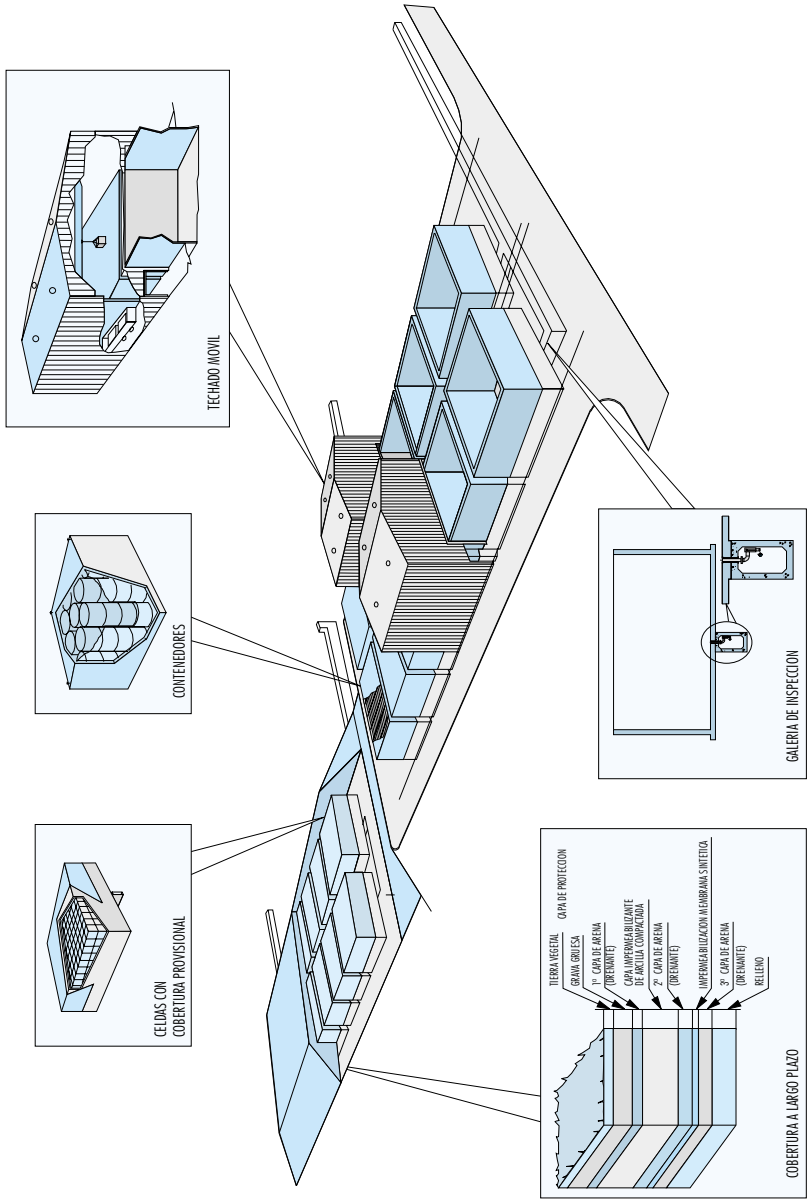


Figura 6.11. Estructuras de Almacenamiento de El Cabril.

Periódicamente se envían los informes al Consejo de Seguridad Nuclear, Ministerios correspondientes, Junta de Andalucía, Consejería de Medio Ambiente y Ayuntamientos próximos a la instalación, que recogen los resultados que se obtienen en la aplicación de estos programas de vigilancia.

Además, el compromiso medioambiental aborda tareas tales como el cuidado del entorno, la minimización en la generación de residuos, la optimización de recursos hídricos y la mejora de los procesos.

Estas actuaciones llevaron a El Cabril, en agosto de 1997, a obtener de AENOR la certificación en la Norma ISO 14001, Sistema de Gestión Medioambiental, siendo una de las primeras instalaciones industriales en conseguirlo.

6.4 El combustible gastado y los residuos de alta actividad

Los residuos de alta actividad se caracterizan por tener una elevada actividad específica en emisores de vida corta, contener radionucleidos emisores alfa de vida larga en concentraciones apreciables y en algunos casos, generar calor.

La larga vida de este tipo de residuos, unido a una generación importante de calor, condicionan todas las operaciones de su gestión, como son el manejo, transporte, acondicionamiento y almacenamiento.

Debido a la existencia de radionucleidos de vida muy larga, han de pasar decenas de miles de años hasta que la actividad de este tipo de residuos quede al nivel del fondo natural. Por este motivo, el almacenamiento de los residuos de alta actividad debe garantizar el aislamiento de estos residuos durante períodos de tiempo de este orden de magnitud.

6.4.1 Visión general de la gestión del combustible gastado y de los residuos de alta actividad

Las posibles vías de gestión de los residuos de alta radiactividad, se esquematizaron en la figura 4.4 del capítulo 4.

El combustible gastado, en el momento en que se descarga del reactor nuclear, puede contener varios millones de curios de actividad y emitir calor con intensidad. Una tonelada de combustible de un reactor de agua ligera tiene alrededor de 2.000 Kw de potencia térmica residual, debida a la desintegración radiactiva. Al cabo de 1 año, la potencia calorífica disminuye hasta 10 Kw, y a los 100 años es de 300 w. A partir de aquí, la disminución es muy lenta, y hay que contar con este componente calorífico en el almacenamiento definitivo.

Así, en una primera etapa, los elementos combustibles gastados se introducen en las piscinas de enfriamiento de las centrales para permitir la disipación del calor residual que generan.

6.4.2 Almacenamiento temporal del combustible gastado

El papel del almacenamiento temporal es doble:

- Permitir que la radiactividad, y por tanto, el calor residual de los elementos combustibles, decaiga a niveles aceptables para su gestión posterior, pudiendo asimismo mantener una vigilancia directa de dichos elementos en su período de mayor actividad.
- Procurar el tiempo suficiente para el perfeccionamiento de las técnicas de tratamiento final.

Las técnicas utilizadas para el almacenamiento temporal de combustible gastado pueden dividirse en dos grandes grupos:

- Almacenamiento en piscinas.
- Almacenamiento en seco.

En ambos casos, las características de las instalaciones vienen condicionadas por la alta radiactividad de los materiales a manejar, la emisión de calor y la posibilidad de formar un conjunto crítico. Estos principios básicos son, junto con la economía del método utilizado, los que habrá que considerar en el momento de elegir uno u otro tipo de almacenamiento.

Almacenamiento en piscinas

El almacenamiento en piscinas consiste en almacenar los elementos combustibles bajo el agua, que actúa como refrigerante y como blindaje biológico, en piscinas de hormigón cubierto de materiales sintéticos o acero inoxidable. Esta es la forma de almacenamiento más extendida en el mundo. Todas las centrales nucleares disponen de una piscina de almacenamiento de combustible gastado.

Los principios básicos que deben tenerse en cuenta en el diseño de una piscina de almacenamiento temporal son:

- Proporcionar un almacenamiento críticamente seguro.
- Proporcionar una protección radiológica adecuada.
- Disipar el calor emitido por los nucleidos radiactivos.

Con tal fin, los elementos combustibles se colocan en bastidores metálicos que se construyen con una adecuada geometría y separación y añadiendo venenos neutrónicos para evitar problemas de criticidad. Además, existe un sistema de purificación del agua que tiene dos objetivos: a) mantener la transparencia del agua, facilitando así la manipulación de los elementos combustibles y b) eliminar las partículas sólidas, disueltas y en suspensión, que escapan por difusión a través de las vainas del combustible. (Figura 6.12.).

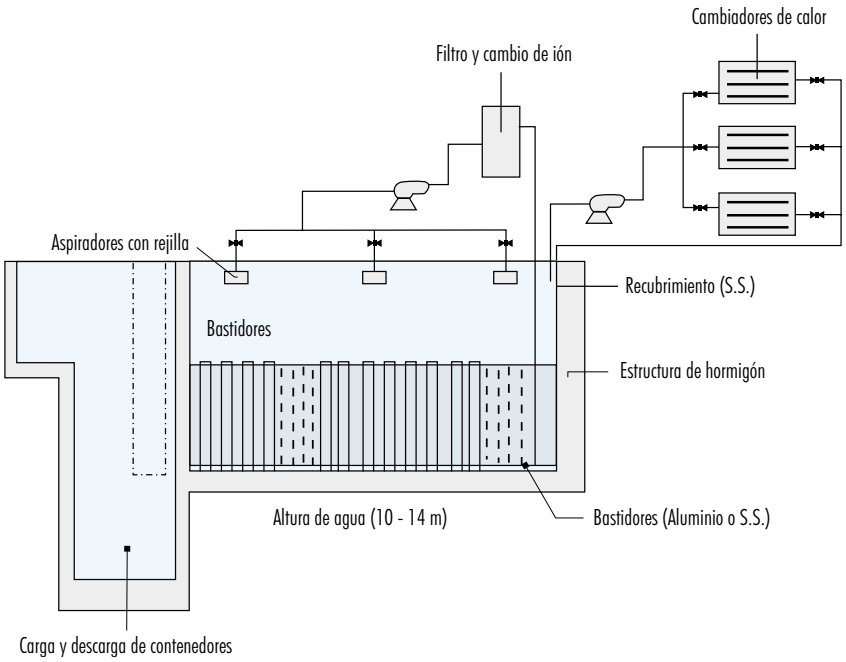


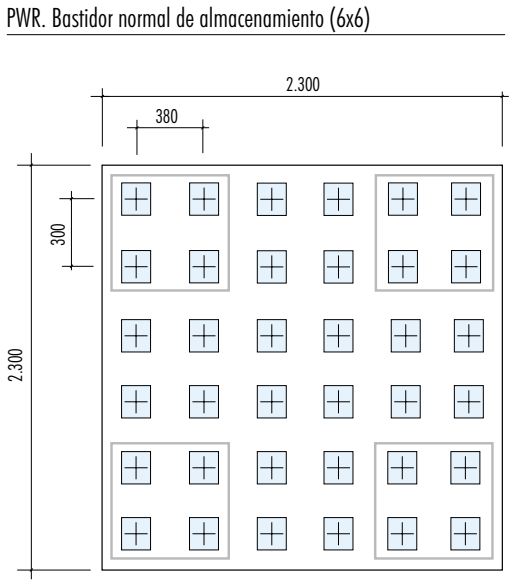
Figura 6.12. Esquema de piscina de almacenamiento de combustible gastado para una central nuclear.

En muchos casos se ha procedido a aumentar la capacidad de las piscinas de las centrales, mediante el diseño de bastidores más compactos y en doble capa para aprovechar la profundidad de las piscinas. En la figura 6.13 se muestra un esquema de bastidor compactado para una central PWR.

Existen además piscinas centralizadas fuera de los emplazamientos de las centrales nucleares. Tal es el caso de la instalación CLAB en Suecia, en operación desde 1985, en la que las piscinas están construidas en una excavación en roca granítica a poca profundidad. (Figura. 6.14).

Almacenamiento en seco

El almacenamiento en *seco* sólo tiene lugar tras un período de enfriamiento en las piscinas de las centrales nucleares y utiliza como refrigerante un gas que puede ser el aire o un gas inerte.



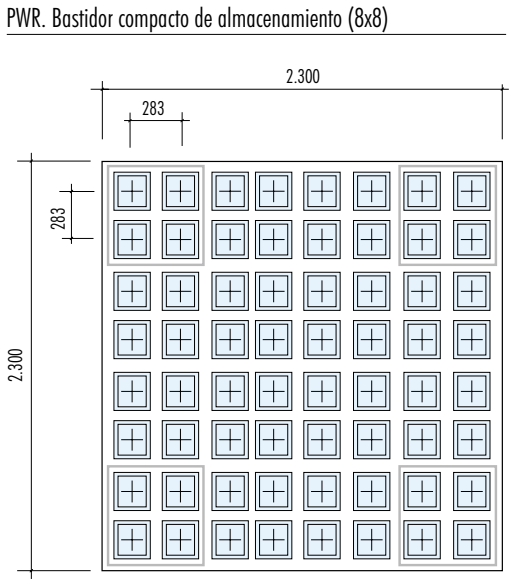


Figura 6.13. Esquema de un bastidor compactado de piscina para una central PWR.

Existen varias modalidades de almacenamiento en seco, como son el almacenamiento en cámaras, el almacenamiento en cofres de hormigón y el almacenamiento en contenedores metálicos.

- Almacenamiento en cámaras

  En este sistema, el combustible gastado es almacenado, normalmente ya encapsulado, en bastidores que posteriormente se tapan con unas losas de hormigón. Estos bastidores están situados en el interior de bóvedas construidas con hormigón armado, que actúan como protección contra la radiación (blindaje) y contra posibles agentes exteriores, como terremotos, caída de proyectiles, etc. (Figura 6.15). Aunque este diseño es sencillo en sí mismo, requiere instalaciones adicionales para la recepción del combustible y su manejo.

  Atendiendo al tipo de refrigeración empleado, se presentan dos variantes: refrigeración por convección natural o por convección forzada. La convec-

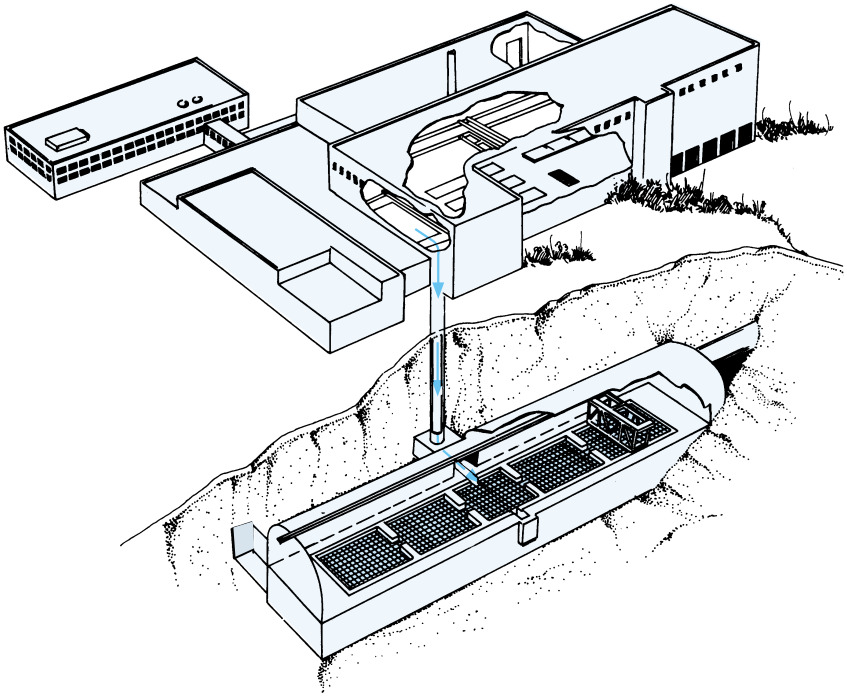


Figura 6.14. Almacenamiento temporal de combustible gastado en piscinas. Instalación "CLAB", Suecia.

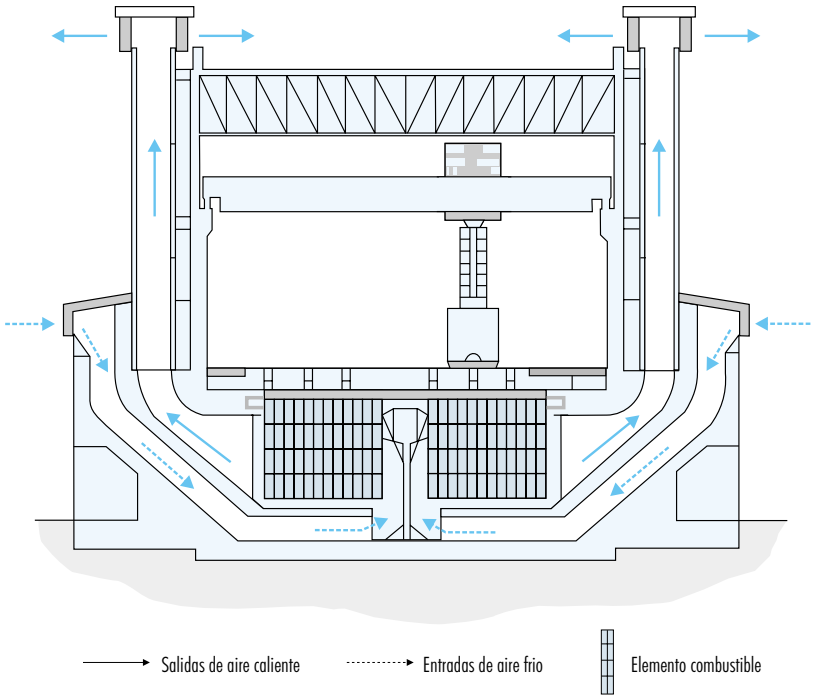


Figura 6.15. Almacenamiento temporal del combustible gastado en seco. Cámara.

ción natural, al eliminar la necesidad de impulsores y extractores, presenta las ventajas de costes menores y de una mayor fiabilidad operacional del sistema.

Un ejemplo de utilización de este concepto de almacenamiento es el del Reino Unido para elementos combustibles tipo Magnox, empleado en reactores de grafito-gas.

- Almacenamiento en cofres de hormigón

El almacenamiento en cofres de hormigón consiste en estructuras de hormigón armado de forma cilíndrica para uno o varios elementos combustibles, colocados en posiciones fijas en superficie. En su centro existe una cavidad forrada de acero al carbono, dentro de la cual se encuentra un recipiente metálico sellado de acero inoxidable, que alberga a los elementos combustibles gastados en el interior de una atmósfera de helio. La hermeticidad de la cavidad se consigue con un tapón de blindaje (Figura 6.16).

La propia estructura del cofre constituye el blindaje contra la radiación y el calor se disipa por radiación dentro del recipiente metálico, por conducción a través del hormigón y por convección natural en la superficie exterior del cofre.

Este sistema de almacenamiento ha sido desarrollado en Canadá desde 1975 y desde 1978 en Estados Unidos. Presenta las ventajas de bajo coste, versatilidad y construcción según las necesidades.

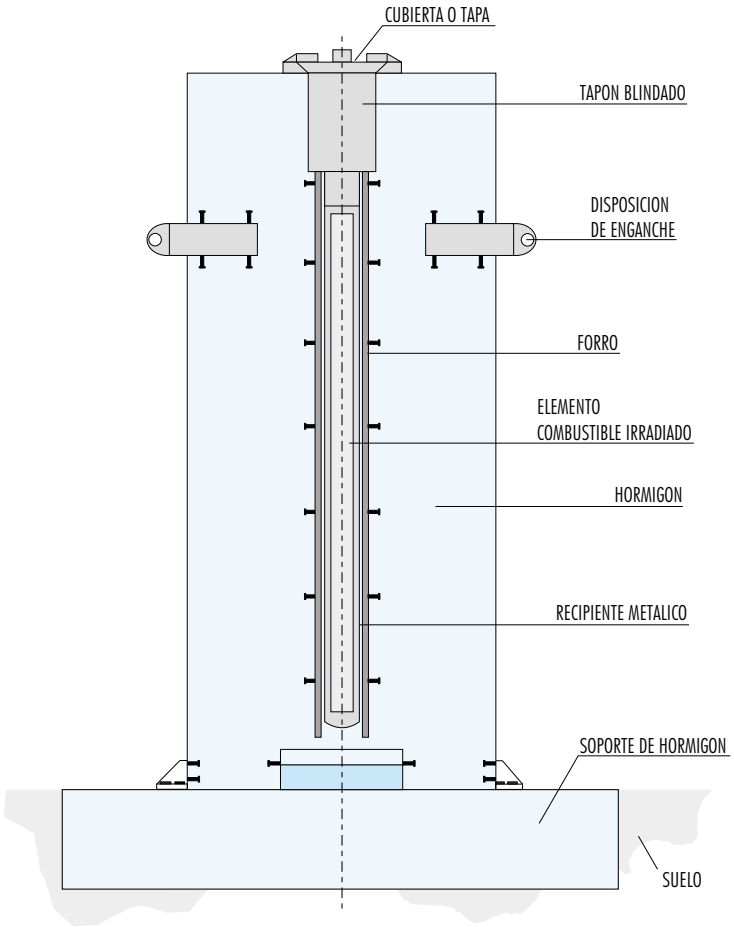


Figura 6.16. Almacenamiento temporal del combustible gastado en seco. Cofres de hormigón.

- Almacenamiento en contenedores metálicos

  El combustible gastado puede ser almacenado en seco, en contenedores metálicos cilíndricos, que disponen en su interior de bastidores para la ubicación directa del mismo. En estos contenedores se introducen los elementos combustibles directamente en las celdillas interiores o bastidores provistos a tal fin.

  El material de construcción puede estar constituido por fundición modular o por acero inoxidable. Ambos tienen buenas características de resistencia mecánica, tenacidad, etc. Un contenedor debe tener unas paredes de espesor considerable (alrededor de 40 cm) como blindaje radiológico. La parte externa del contenedor debe tener aletas longitudinales robustas, con el fin de facilitar, si es necesario, la refrigeración que se realiza por convección natural (Figura 6.17).

  Las principales ventajas de este método son las siguientes:

  - Es el sistema de almacenamiento que mejor se adapta a las diferentes situaciones que pudieran presentarse.
  - No produce efluentes radiactivos.
  - Su operación y mantenimiento es más sencillo que el de las piscinas.
  - La clausura y desmantelamiento de una instalación de contenedores es sumamente sencilla.

  Un ejemplo de utilización es el existente en la central de Surry en los EE.UU. (Figura 6.18).

Encapsulado del combustible gastado

Una vez transcurrido el tiempo de enfriamiento conveniente en el almacenamiento temporal, el combustible gastado se introduce en una cápsula constituida por un material metálico con buenas características de estabilidad frente a la corrosión, transmisión del calor y que sea compatible con el medio geológico en el que va a estar ubicado en el almacenamiento definitivo (Ver apartado 6.4.6. de este capítulo).

Se han considerado distintos tipos de materiales metálicos; por ejemplo, en Suecia se piensa utilizar contenedores de cobre, que es un material termodinámicamente estable que presenta una alta resistencia a la corrosión (Figura 6.19).

6.4.3 La opción de ciclo abierto

En la opción de ciclo abierto, los residuos de alta actividad son los elementos combustibles gastados, cuyo destino final, tras un encapsulamiento, es su evacuación definitiva.

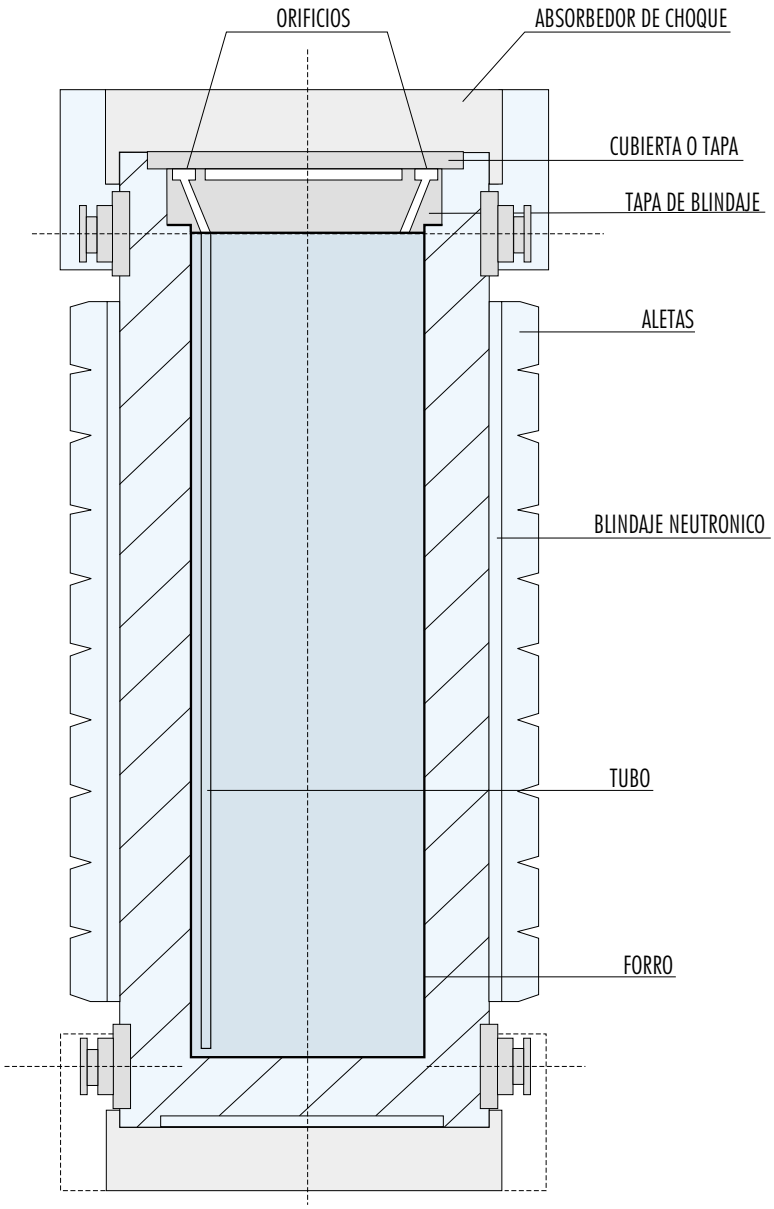


Figura 6.17. Almacenamiento de combustible gastado en contenedores metálicos.

Figura 6.18. Campo de contenedores metálicos en la central de Surry (EE.UU.).

6.4.4 La opción de ciclo cerrado

El tratamiento de los combustibles gastados, llamado reelaboración o reproceso, tiene por objeto recuperar los materiales fisionables presentes (uranio y plutonio), descontaminándolos de los productos de fisión y resto de transuránidos y purificándolos, de forma que cumplan con unas especificaciones admitidas internacionalmente. La utilización del plutonio como combustible es posible en los reactores convencionales, en forma de combustibles mixtos (U, Pu).

En el mundo existen plantas de reproceso en Francia, Inglaterra y Japón.

Descripción del reproceso

El proceso de recuperación del uranio y plutonio contenidos en el combustible gastado es conocido como PUREX (Plutonium-Uranium Recovery by Extraction). El diagrama del proceso se resume en la figura 6.20.

Existe una primera fase donde los elementos combustibles se trocean mecánicamente. La rotura de las vainas deja en libertad gases radiactivos de fisión, como algu-

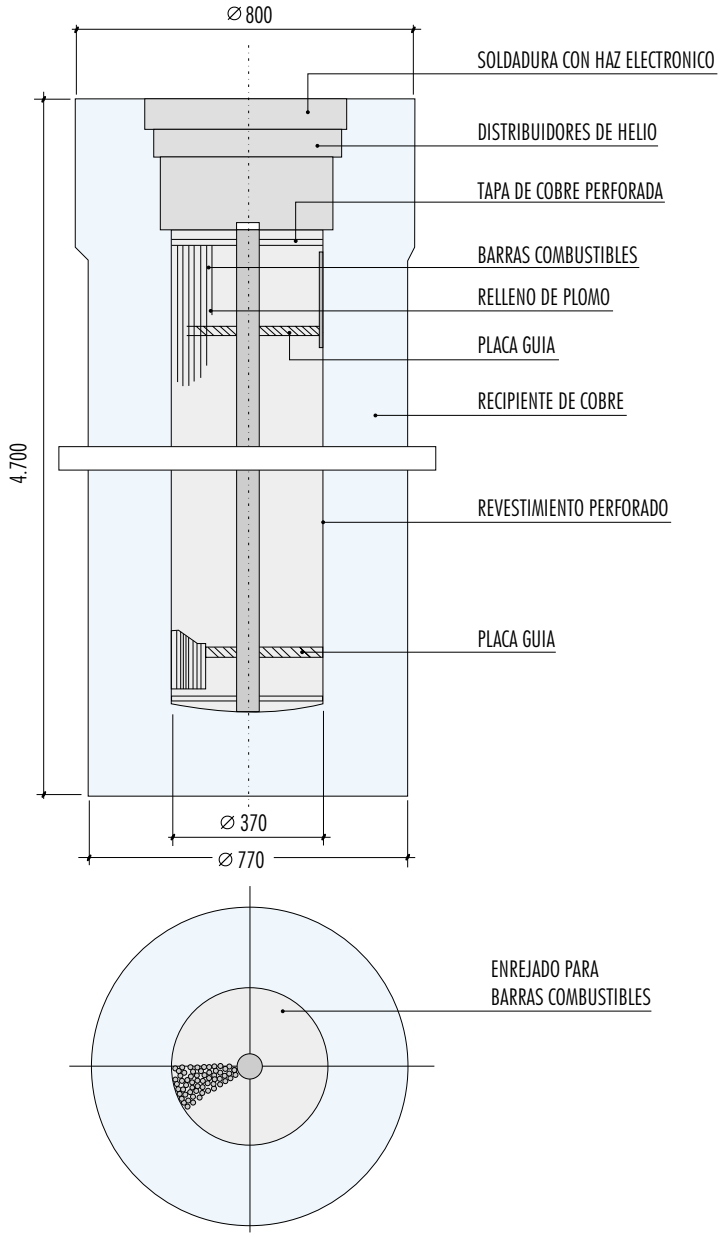


Figura 6.19. Contenedor de cobre para el almacenamiento de barra de combustible.

nos gases nobles (^{85}Kr) y tritio (^{3}H), que deben ser tratados antes de su emisión a la atmósfera.

Posteriormente, ya troceados, los elementos combustibles se someten a un proceso de disolución con ácido nítrico con el fin de separar por lixiviación el uranio y el plutonio.

Esta separación del uranio y el plutonio existentes en la solución acuosa en medio nítrico, tiene lugar en tres ciclos de extracción con disolventes. En el primer ciclo, se separan conjuntamente el uranio y el plutonio de los productos de fisión y resto de transuránidos. En el segundo y tercer ciclo, se separa el plutonio del uranio, y posteriormente ambos son purificados y concentrados.

En el proceso de extracción, junto a los productos de fisión altamente activos, se obtienen como productos residuales emisores alfa de larga vida (neptunio, americio y curio) junto con pequeñas porciones de uranio y plutonio no reprocesados.

Se produce también una cantidad importante de residuos de baja y media actividad (resinas, filtros, residuos de descontaminación, lavado, etc.), que se inmovilizan en aglomerantes hidráulicos.

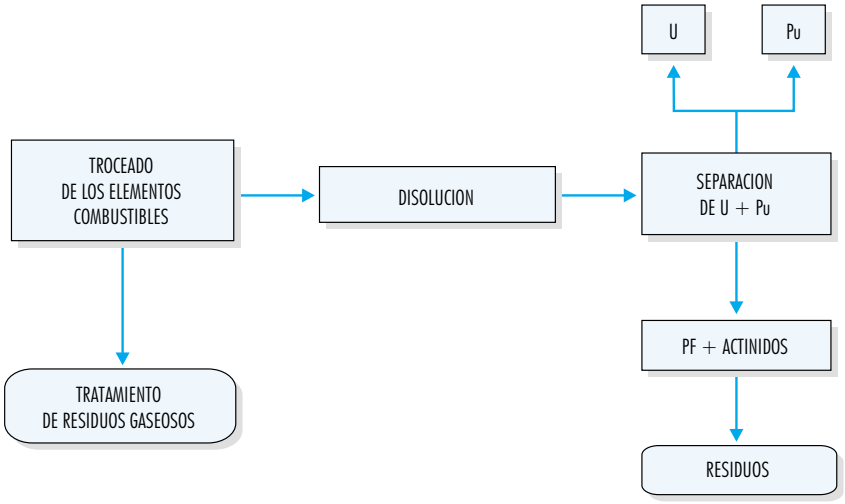


Figura 6.20. Etapas del reproceso del combustible.

Acondicionamiento y almacenamientos temporal de los residuos del reproceso

Los residuos procedentes del reproceso constan de una fracción sólida, constituida por los trozos de vaina de las varillas del combustible, y una fracción líquida, procedente del primer ciclo de extracción del PUREX.

Antes de su inmovilización en cemento o bitumen, los residuos sólidos pueden ser sometidos a técnicas de reducción de volumen (p.ej. compactación), en celdas especialmente diseñadas, provistas de blindaje radiológico y operación a distancia.

La mayor parte de los residuos del reproceso se presentan, sin embargo, en estado líquido. Estos residuos líquidos suelen concentrarse por evaporación antes de su almacenamiento temporal, en depósitos de doble pared de acero inoxidable y de alta estanqueidad, colocados en celdas de hormigón. Estos depósitos de almacenamiento están provistos de un sistema de refrigeración para evacuar el calor residual.

Tras este período de almacenamiento en forma líquida, los residuos deben inmovilizarse mediante procesos de inclusión en matrices sólidas.

En el caso de los residuos líquidos de baja y media actividad, los métodos de solidificación con cemento son adecuados, puesto que los radionucleidos presentes en estos residuos son generalmente de vida corta, y el producto sólido obtenido puede garantizar su inmovilidad durante los períodos requeridos.

Sin embargo, en el caso de los residuos de alta actividad, el producto resultante de la solidificación, con vistas al almacenamiento definitivo, debe reunir una serie de características que garanticen una integridad duradera, como:

a) Estabilidad química, es decir, alta resistencia a la corrosión y disolución y baja lixiviación de los materiales radiactivos incorporados.

b) Estabilidad frente a la radiación, es decir, que las modificaciones de las propiedades químicas y mecánicas por las radiaciones debidas a la desintegración de los radionucleidos, sean pequeñas.

c) Estabilidad térmica, es decir, también deben ser pequeñas las modificaciones de sus propiedades químicas y mecánicas dentro del intervalo de temperaturas que pueden darse por el "autocalentamiento" del producto bajo las condiciones del almacenamiento.

Todas estas propiedades son satisfechas por algunos tipos de vidrios, entre los que destacan los vidrios de *borosilicato* como los más utilizados.

El *proceso de vitrificación* consta de una serie de operaciones que incluyen su concentración por evaporación, secado, calcinación y formación de vidrio.

Los calcinados se obtienen por evaporación de los residuos líquidos hasta su sequedad total y posterior calefacción a temperaturas comprendidas entre 400 y 900°C. Posteriormente, el producto calcinado se funde con los aditivos necesarios para la

formación del vidrio a temperaturas entre 1000 y 2000°C. El enfriamiento y solidificación de la masa fundida produce la formación del vidrio.

Una vez formado el vidrio que contiene los residuos de alta actividad, se introduce en unos contenedores de acero inoxidable, que una vez llenos son cerrados por soldadura de la correspondiente tapa. Estos contenedores pueden llevar un revestimiento interior de plomo y otro externo de titanio (Figura 6.21).

Posteriormente, estos contenedores se almacenan en la misma planta de reproceso en cámaras refrigeradas por aire (en convección forzada), durante un período no inferior a 30 años. Transcurrido este tiempo, la producción de calor de los residuos vitrificados habrá disminuido lo suficiente para permitir su almacenamiento definitivo.

6.4.5 La opción del ciclo cerrado avanzado

En un elemento combustible gastado podemos encontrar una compleja mezcla de isótopos radiactivos, compuesta principalmente por:

- *Actínidos* que se generan cuando el U-238 captura los neutrones producidos en la desintegración del U-235. Los más importantes son el plutonio (Pu) y los llamados actínidos minoritarios: neptunio (Np), americio (Am) y curio (Cu).
- *Los productos de fisión* generados por la fisión del U-235 y sus correspondientes descendientes; y
- *Los productos de activación* que se originan por la irradiación de neutrones sobre las vainas de zircaloy que contienen el combustible y sobre el resto de materiales estructurales de los elementos combustibles y sus impurezas.

Estos últimos no contribuyen significativamente al inventario radiotóxico del combustible gastado, sin embargo el riesgo radiológico potencial viene determinado, principalmente, por los actínidos, y por los productos de fisión de vida larga.

Como se indicó anteriormente en el apartado 5.4.1. del capítulo 5, se han puesto en marcha a nivel internacional actividades de I+D, tanto experimentales como de evaluación técnica y económica, sobre la viabilidad de llevar a cabo la transmutación de radionucleidos de vida larga, fundamentalmente actínidos, así como algunos productos de fisión presentes en los combustibles gastados, con el objetivo de transformarlos (transmutarlos) y así disminuir el inventario radiotóxico de los residuos radiactivos de alta actividad antes de su almacenamiento definitivo.

Cualquiera que sea su viabilidad futura, la transmutación requiere la realización de una serie de actividades previas, conocidas genéricamente como separación, que están basadas en una compleja serie de operaciones químicas y/o metalúrgicas, cuyo objetivo es separar de forma selectiva, individualmente o por grupos, los diversos radionucleidos de vida larga presentes en los elementos combustibles gastados que periódicamente son descargados de los reactores nucleares en operación.

Mediante un análisis científico profundo se puede comprobar que, para reducir el inventario radiotóxico, la transmutación debe dirigirse, en primer lugar, al plutonio, a continuación a los actínidos minoritarios y finalmente a los productos de fisión de vida larga (Tc-99, I-129, Cs-135, Cs-137, Zr-93).

El actual reproceso del combustible gastado separa, como se ha indicado anteriormente, por vía acuosa, el uranio y el plutonio remanentes (PUREX: Plutonium and Uranium Recovery by Extraction).

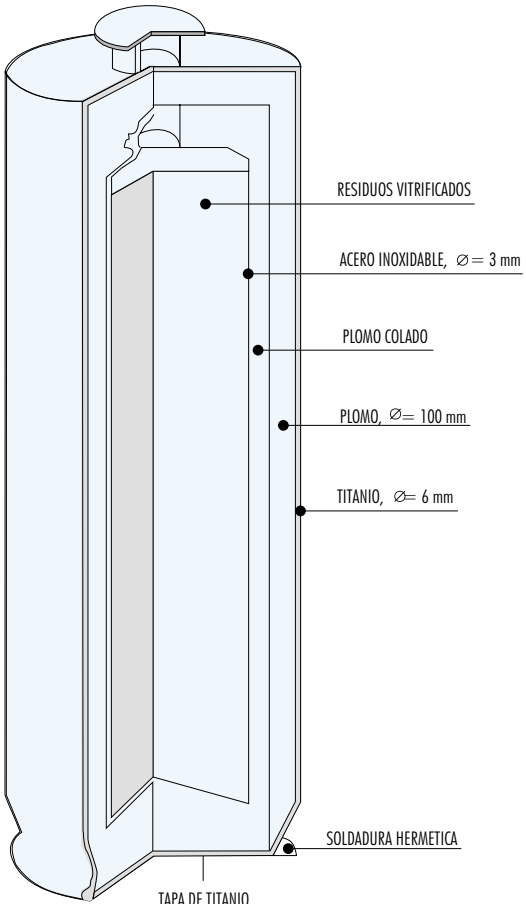


Figura 6.21. Contenedor para residuos vitrificados de alta actividad.

Partiendo de estos residuos líquidos que contienen más del 99% de los productos de fisión no gaseosos y los actínidos minoritarios, la separación de algunos de estos radionucleidos se puede considerar como un reproceso avanzado (Figura 6.22). Así, en el propio proceso PUREX se puede extraer el I-129, el neptunio y el zirconio y el 80-90% del tecnecio 99. En cuanto a la separación del americio y el curio, se están desarrollando otros tipos de disolventes que los separan conjuntamente con los lantánidos. El proceso SESAME basado en la separación electrolítica del americio parece el más avanzado. Por último, comentar que el organismo CRIEPI (Japón) está estudiando con profundidad procesos pirometalúrgicos de separación.

La operación anterior a la transmutación es la conversión de los elementos químicos, previamente separados, en formas sólidas adecuadas, es decir, combustibles o blancos de irradiación. Estos pueden ser combustibles como óxidos (MOX-Am), aleaciones metálicas (Pu, Am-Zr), barras de Tc-99 en forma metálica e ioduros metálicos para el I-129.

La transmutación propiamente dicha se puede realizar mediante fisión o por captura neutrónica, comprobándose que es necesario un flujo elevado de neutrones de alta energía, por lo que los proyectos están encaminados a los reactores rápidos y a los sistemas accionados por aceleradores de partículas, -protones de alta energía- (Accelerator Driven System, ADS). Estos protones inciden sobre núcleos de un metal pesado (Plomo) y, mediante el proceso de espalación, se generan neutrones de alta energía. Estos neutrones inciden sobre núcleos de actínidos (plutonio y americio), produciendo su transmutación por fisión y nuevos neutrones, algunos de los cuales inciden sobre núcleos de vida larga (yodo y tecnecio), produciendo su transmutación por captura neutrónica y convirtiéndose en isótopos estables (Xenón y Rutenio). (Figura 6.23)

A escala internacional existen dos programas de I+D en separación y transmutación de radionucleidos de vida larga: SPIN (Separation-Incineration) incluido en la ley francesa de 30 de diciembre de 1991; y OMEGA (Options Making Extra Gain from Actinides) en Japón, que abarca prácticamente todas las líneas de separación posibles.

Incluido en el 5º Programa Marco de la UE, cabe destacar las actividades propuestas por varios países europeos y el JRC (Centro Comunitario de Investigación de la Unión Europea) relacionadas con la obtención de datos nucleares básicos, fabricación combustibles y de blancos de irradiación, así como su reproceso pirometalúrgico, análisis sobre el diseño de ADS y estudios de estrategias para el ciclo cerrado avanzado del combustible nuclear.

En EE.UU. la Oficina para la Gestión de Residuos Radiactivos Civiles del Departamento de Energía (OCRWM-DOE) está desarrollando un plan de trabajo para la evaluación de la transmutación mediante ADS y su influencia sobre el almacenamiento definitivo del combustible gastado.

España participa en los proyectos europeos dentro del 5º Programa Marco, por lo que ENRESA, en su 4º Programa de I+D incluye el estudio de las técnicas de separa-

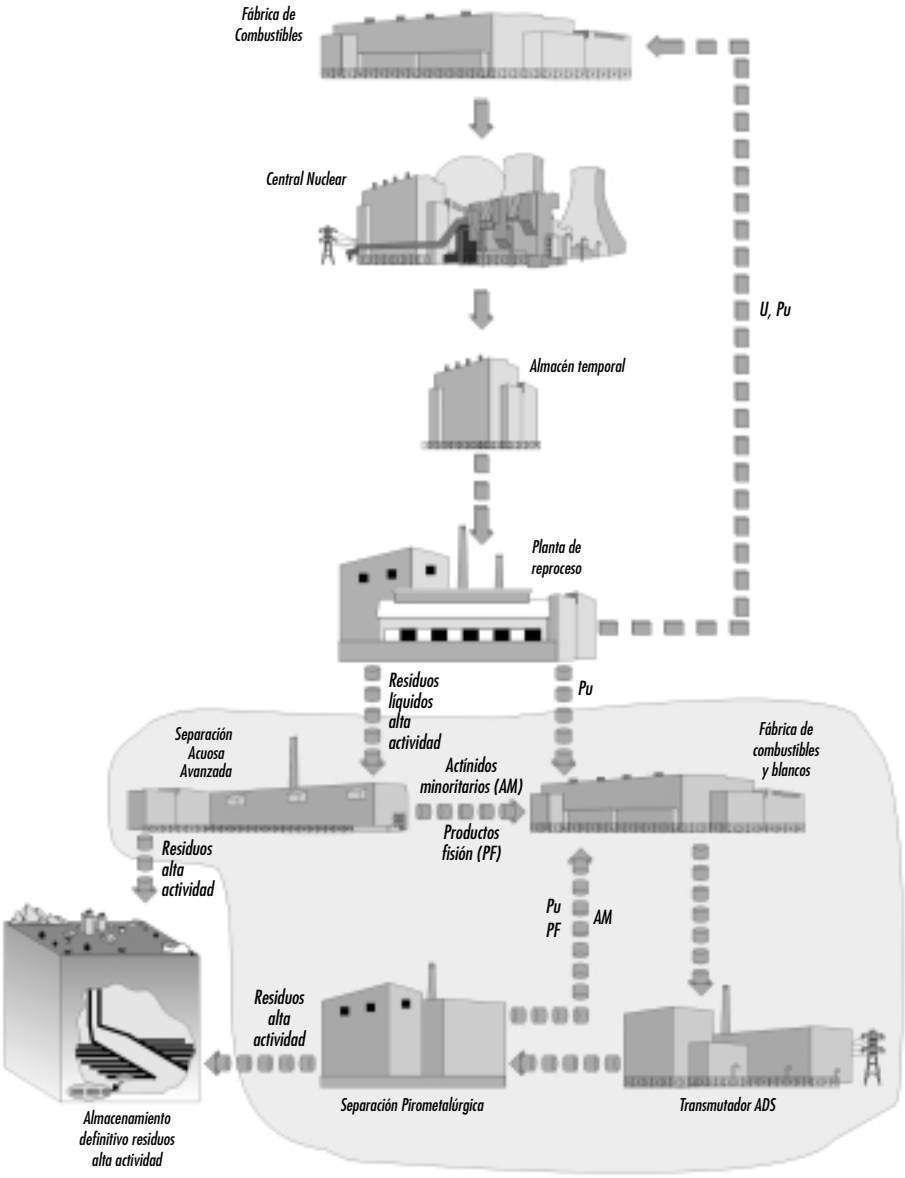


Figura 6.22 Ciclo cerrado avanzado.

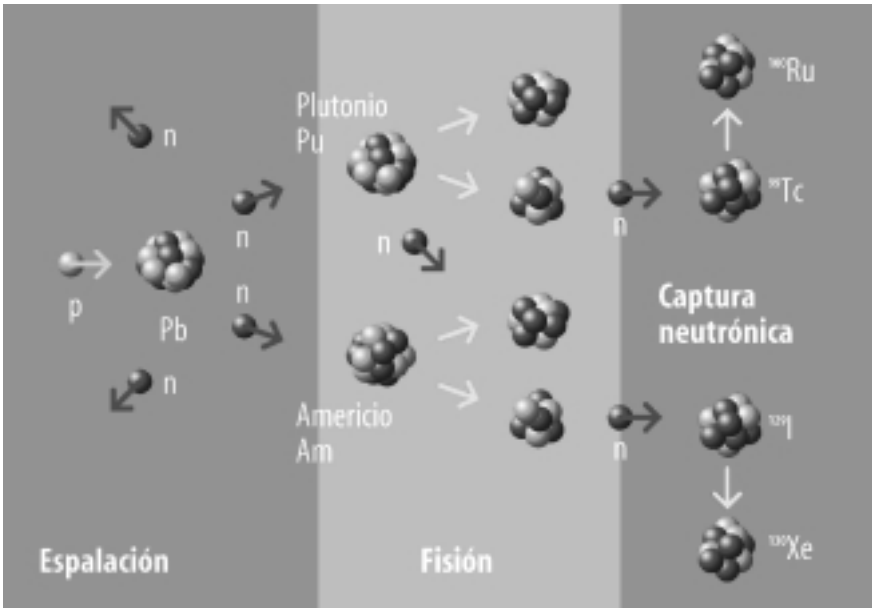


Figura 6.23. Esquema de la Transmutación.

ción y transmutación, habiendo suscrito un acuerdo de colaboración con el CIEMAT, con participación activa en tareas y experimentos concretos.

En definitiva, las operaciones de separación y transmutación se van a desarrollar en los próximos años ya que, teóricamente, podrían reducir considerablemente el inventario radiotóxico a largo plazo de los residuos radiactivos de alta actividad.

Si los resultados que se vayan obteniendo son satisfactorios, se podría mejorar el comportamiento y la gestión de los almacenamientos definitivos de los residuos de alta actividad. Debe indicarse, sin embargo, que en base a los conocimientos actuales, la separación y transmutación de ciertos radionucleidos de vida larga debe ser considerada como una etapa complementaria, no como una alternativa al almacenamiento definitivo en una formación geológica.

6.4.6 Gestión definitiva del combustible gastado y de los residuos de alta actividad

La estrategia de gestión definitiva de los residuos de alta actividad (RAA) consiste en aislarlos de la biosfera durante períodos de tiempo muy prolongados, asegurando

que las sustancias radiactivas residuales que lleguen a la biosfera estén en concentraciones admisibles, reduciendo a niveles aceptables el riesgo de la intrusión humana inadvertida.

El almacenamiento definitivo en formaciones geológicas es el método más ampliamente propuesto para conseguir los métodos anteriores. El confinamiento geológico ofrece una gran estabilidad a largo plazo, asociada a la lentitud de los procesos naturales y el alejamiento de posibles procesos disruptivos asociados al hombre y a la inestabilidad histórica de sus estructuras sociales.

En un almacenamiento geológico profundo (AGP), el aislamiento de los residuos de la biosfera se consigue mediante la interposición de una serie de barreras múltiples (Figura 6.24), tanto naturales como artificiales y su seguridad a largo plazo se alcanza mediante la aplicación de tres principios básicos:

- Contención y aislamiento, que permite que los radionucleidos se desintegren antes de entrar en contacto con el hombre y su medio ambiente.
- Retención y retardo, que permite, una vez perdido el confinamiento, limitar las tasas de emisión de radionucleidos, mediante una muy baja disolución del combustible gastado, un transporte muy lento y una alta sorción en el sistema de barreras.
- Condiciones favorables del receptor, que permite limitar las dosis al hombre y al medio ambiente.

Los dos primeros principios básicos de seguridad se consiguen imponiendo criterios y requisitos funcionales al sistema de barreras artificiales y naturales, así como al diseño del almacenamiento profundo. El tercer principio se puede alcanzar mediante una situación y configuración adecuadas al almacenamiento.

Los elementos que justifican el almacenamiento definitivo en formaciones geológicas son de cuatro tipos:

- *Tecnológicas*: existen soluciones técnicas viables para diseñar, construir, operar y clausurar un almacenamiento de este tipo con las tecnologías existentes.
- *Ambientales y de seguridad*: el nivel de protección para el hombre y el medio ambiente, proporcionando un almacenamiento geológico así concebido, es adecuado a corto y largo plazo.
- *Éticas*: este concepto es compatible con una estrategia de desarrollo sostenible, que requiere que la satisfacción de las necesidades del presente no comprometa la capacidad de las generaciones futuras de satisfacer las suyas. Las generaciones presentes deben ser responsables de la gestión de los residuos que han generado. Las generaciones futuras podrán deci-

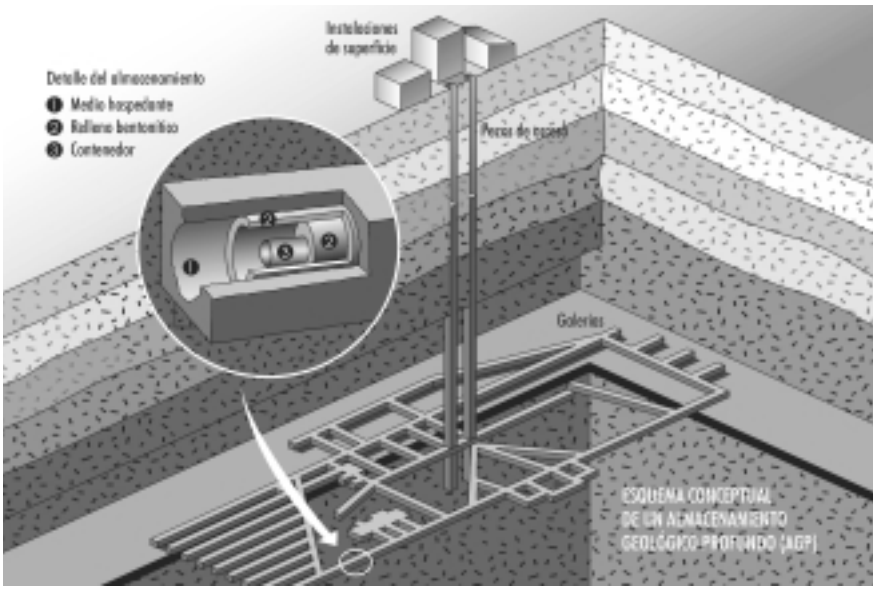


Figura 6.24. Esquema conceptual de una Almacenamiento Geológico Profundo (AGP).

dir cómo usar, extender o cambiar el sistema de gestión que les dejemos, ya que los sistemas de almacenamiento mencionados contemplan la posibilidad de recuperar los residuos, si fuera necesario, por razones técnicas, económicas o de seguridad.

- *De buena práctica internacional:* el almacenamiento geológico es la opción internacionalmente aceptada por los países inmersos en la problemática de la gestión de los RAA y recomendada por los organismos internacionales (OIEA y AEN/OCDE)

Hay que tener en cuenta que no es posible demostrar ciertos aspectos relativos al comportamiento de los almacenamientos por medio de la experimentación (o comprobación "a posteriori"), ya que habría que esperar miles de años hasta finalizar la experiencia.

En estas condiciones, la comunidad científica internacional considera que la demostración del comportamiento futuro de un sistema de almacenamiento es de dos tipos:

a) Una demostración *directa*, en la que se prueba que el almacenamiento puede ser construido, puesto en explotación, cerrado y sellado con seguridad y por

un coste aceptable. Para esto se cuenta con la experiencia de los trabajos de ingeniería y minería, que deben ser completados con la experiencia que resulte de las instalaciones experimentales construidas exclusivamente para tal fin. Existen numerosos laboratorios subterráneos en el mundo para la obtención de los datos necesarios para evaluar el comportamiento a largo plazo de las barreras interpuestas.

En Oklo (Gabón), tuvo lugar un fenómeno de reacción en cadena (reactor nuclear natural), debido a las altas concentraciones de uranio contenidas en la roca. En determinadas épocas lluviosas, el agua debió inundar la roca y actuó como elemento moderador, permitiendo que se produjeran de forma espontánea reacciones en cadena de fisión, que se paraban al evaporarse el agua, debido a la propia energía desprendida, para reactivarse nuevamente en otras épocas lluviosas.

Estas reacciones que, al parecer no han vuelto a activarse desde hace dos mil millones de años, produjeron los mismos elementos transuránicos y productos de fisión que se generan en una central nuclear y han permanecido allí durante todo este tiempo, proporcionando la posibilidad de disponer de un laboratorio natural excepcional. En Oklo se realizan estudios para conocer el comportamiento de un residuo almacenado en una roca estable a largo plazo, semejante a lo que sería un AGP.

b) Una demostración *indirecta*, consistente en proporcionar una evaluación convincente del comportamiento del sistema y su seguridad a largo plazo, fundada en estudios de previsión, en parte confirmados por resultados de trabajos experimentales y por el comportamiento de ciertos análogos naturales, como el reactor de Oklo, en Gabón o el yacimiento de torio de Morro do Ferro, en Brasil.

Esta evaluación indirecta de la seguridad, cuyo objetivo es el cálculo de la dosis que eventualmente podría recibir el hombre como consecuencia del emplazamiento, debe apoyarse sobre *modelos matemáticos* que reproduzcan el comportamiento del almacenamiento, la duración de las barreras de aislamiento del residuo y el movimiento de cualquier radionucleido que pudiera salir de su confinamiento.

Un modelo de cálculo con credibilidad, deberá apoyarse en una serie de parámetros obtenidos del conocimiento científico de la geología local del almacenamiento, de la hidrogeología, de la mecánica de rocas, de los procesos químicos, físicos y geológicos asociados a la rotura de las barreras de aislamiento en el tiempo y de la consiguiente migración de los radionucleidos a través de la geosfera y de la biosfera.

Además, para contemplar todos los posibles escenarios, es necesario desarrollar modelos en los que se establezca la situación normal y otros modelos en los que se tengan en cuenta posibles sucesos anormales, como seísmos, glaciaciones, vulcanismos, etc., con la probabilidad de que éstos ocurran y aparezca el riesgo derivado de los mismos.

6.4.7 La gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad en España

En España hay que gestionar básicamente el combustible gastado generado por las centrales nucleares de agua ligera y, por razones históricas, los residuos de alta actividad vitrificados procedentes del reproceso en Francia del combustible gastado de la central nuclear Vandellós I.

Almacenamiento temporal

Para aumentar la capacidad de almacenamiento del combustible gastado en las piscinas de las centrales nucleares, se ha procedido al cambio de los bastidores existentes por otros nuevos construidos con materiales cuya capacidad de absorción neutrónica es superior y que permiten disminuir la distancia entre los elementos combustibles. Esta operación ya ha sido realizada con éxito en todas las centrales nucleares españolas.

Una vez concluida esta operación, todas las centrales españolas tendrán un amplio margen, salvo Trillo que saturará su capacidad tras la recarga del año 2002.

Otro factor adicional a tomar en consideración es el retorno desde Francia de los vidrios de alta actividad y otros residuos de vida larga, procedentes del reproceso del combustible de la central nuclear de Vandellós I. También hay que tener en cuenta la existencia de otro tipo de residuos, como por ejemplo, algunos procedentes del desmantelamiento de centrales nucleares y otras instalaciones, así como determinadas fuentes gastadas que, por sus características, no pueden ser almacenadas en El Cabril y para las cuales se requeriría un almacenamiento temporal adecuado durante el tiempo que fuese necesario.

Con este marco de referencia, cabe hacer las siguientes consideraciones:

- Una vez agotada la nueva capacidad aportada por el cambio de bastidores, las otras posibles soluciones pasan por la construcción de algún sistema adicional de almacenamiento de combustible en las propias centrales, o de tipo masivo (centralizado) para dar servicio a todas o a varias de ellas. La elección entre una u otra opción depende de un buen número de factores, entre los que cabe resaltar la disponibilidad de un emplazamiento, la tasa anual de combustible que requiere almacenamiento, el desmantelamiento de las centrales, el coste y la opinión pública.

  Como solución complementaria o alternativa existe la opción de reproceso en el extranjero, aunque con una penalidad económica muy importante en el momento actual y sin que ello evite el retorno posterior de residuos derivados de dicha operación, algunos de los cuales no son susceptibles de almacenar en El Cabril.

- Al analizar las posibles alternativas de gestión, se podrían diferenciar dos fases: una primera, que abarcaría hasta la primera década del próximo siglo y donde el problema puntual que aparece es la central nuclear de Trillo y una segunda, a partir de ese momento, en la que está previsto el retorno de los residuos del reproceso y secuencialmente empiezan a saturarse las piscinas de las diferentes centrales. También sobre esta fecha comenzaría el desmantelamiento de las centrales más antiguas.

- Bajo esta óptica, cabe hablar como solución a corto plazo, de un almacenamiento en contenedores metálicos de doble uso (transporte y almacenamiento) para la central nuclear de Trillo. Este contenedor ya ha sido licenciado por las autoridades españolas.

- Respecto a las soluciones a medio plazo, la estrategia básica que se contempla es la construcción de un almacén temporal centralizado con capacidad para el combustible gastado de diversas (o de todas) las centrales nucleares españolas y los residuos de alta actividad (vidrios y otros).

Las principales características de una instalación de este tipo se podrían resumir en los siguientes puntos:

- Tecnología de bóvedas y construcción modular.

- Disponibilidad de una celda caliente para el manejo de combustible gastado y de residuos de alta actividad.

- Funcionamiento autónomo.

- Simplificación del manejo y vigilancia del combustible gastado y de los residuos de alta actividad.

- El terreno no requiere características específicas relevantes.

- Facilita e independiza las decisiones sobre el desmantelamiento de las centrales nucleares.

- Puede albergar aquellos residuos que sin ser combustible gastado o residuos de alta actividad, no son susceptibles de almacenamiento en El Cabril.

Gestión final del combustible gastado y de los residuos de alta actividad

En España se contemplan dos opciones de gestión: el ciclo abierto, con el almacenamiento directo del combustible gastado en un AGP y el ciclo cerrado avanzado, incluyendo la separación-transmutación. De este modo, se ofrece al Gobierno la información necesaria para la toma de decisiones y la capacidad básica para llevarlas a cabo;

todo ello en congruencia con los organismos internacionales, particularmente de la UE e iniciativas de los países canalizadas a través de la AEN/OCDE y el OIEA.

Los estudios geológicos realizados conducen a una amplia disponibilidad en zonas potencialmente adecuadas, principalmente granitos y arcillas. Pero en tanto no se establezcan las formas de gestión definitiva y el proceso que regularía la elección de un emplazamiento candidato, las actividades de focalización o de selección de emplazamientos concretos, no tienen sentido.

ENRESA ha realizado diseños genéricos del almacenamiento profundo en granito, arcilla y sal, gracias a los cuales se han podido iniciar las actividades de evaluación de la seguridad y orientar la investigación y desarrollo.

La evaluación de la seguridad, como actividad sustancial para demostrar que no se producen daños a la población ni al medio ambiente y como elemento aglutinador y orientador del resto de actividades relacionadas con el almacenamiento profundo, ha jugado un papel importante en el programa de gestión definitiva del combustible gastado y de los residuos de alta actividad de todos los países. ENRESA desarrolla la metodología básica para llevarla a cabo.

Es destacable la participación española en proyectos internacionales que tienen lugar en laboratorios subterráneos de otros países: Aspo (Suecia), Grimsel (Suiza), Mt. Terri (Suiza), Mol (Bélgica) y Asse (Alemania). En este sentido se pueden afianzar aspectos científicos y tecnológicos muy relevantes en la línea de:

- Metodologías y técnicas de diseño y fabricación de barreras de ingeniería.
- Conocimiento de los procesos relevantes asociados al comportamiento de los componentes de un almacenamiento, durante las distintas etapas del funcionamiento del mismo.
- Criterios y capacidades para la selección de materiales y componentes.
- Modelos numéricos verificados y utilizables por terceros.
- Experiencia en el diseño, seguimiento, montaje y análisis de resultados de experimentos en laboratorios subterráneos, en los aspectos críticos fundamentales relacionados con el comportamiento térmico, mecánico, hidráulico y geoquímico.

Por otro lado, como ya se indicó anteriormente (Ver apartado 6.4.5. de este capítulo), la transmutación requiere la realización de unas actividades previas, conocidas como separación, que están basadas en una compleja serie de operaciones químicas y/o metalúrgicas realizadas sobre el combustible gastado, cuyo objetivo es separar de forma selectiva, individualmente o por grupos, los diversos radionucleidos de vida larga.

La separación y transmutación es un reto tecnológico de gran envergadura que sólo se concibe en un contexto de colaboración internacional, con participación de los países más avanzados.

Conscientes de la importancia de estas tecnologías, se ha considerado necesario poner en marcha un programa de investigación y desarrollo en estos campos. Este programa de investigación está íntimamente ligado a los de otros países europeos, colaborando con ellos en la realización de experiencias, única forma que se considera válida para asimilar las tecnologías y valorar su posible influencia en nuestra gestión.

6.5 Desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas

En el contexto nuclear, es preciso aclarar el significado de las palabras, que en otros ámbitos pueden resultar sinónimas:

Se entiende por *cierre* de una instalación nuclear o radiactiva, su parada definitiva al finalizar su vida útil, ya sea por motivos técnicos o económicos.

Se entiende por *clausura*, el conjunto de actividades desarrolladas al final de la vida operativa de una instalación nuclear o radiactiva para dejar el emplazamiento y las dependencias o sistemas que en su caso permaneciesen, en un estado seguro para las personas y sin riesgo de daño para el medio ambiente.

Estas actividades incluyen las operaciones necesarias de descontaminación, desmantelamiento y manipulación de material radiactivo, incluyendo medidas para evitar riesgos indebidos a los trabajadores, la población en general y el medio ambiente.

Las instalaciones susceptibles de ser clausuradas pertenecen en su mayoría al ciclo nuclear, desde la extracción del mineral de uranio, hasta la producción de energía eléctrica en las centrales nucleares. De forma general, son las siguientes:

- Minas de uranio
- Fábricas de concentrados de uranio
- Fábricas de combustible y reproceso
- Centrales nucleares

Niveles de Clausura

La clausura de una instalación nuclear, en general, se aborda por etapas previas o secuencias de actuaciones, que son los llamados niveles de clausura.

Se han acordado internacionalmente *tres niveles de clausura* o posibilidades para realizarla. Cada nivel no debe seguir necesariamente al precedente, es decir, que la operación no tiene que pasar de forma obligada por las tres etapas.

- En el *nivel 1*, la descontaminación es mínima: se drenan los líquidos de los circuitos, se desconectan los sistemas de explotación, se establece vigilancia física y administrativa para limitar el acceso, y se continúa la vigilancia y los trabajos de mantenimiento durante un período de tiempo previamente fijado. Estas condiciones son válidas tanto para una central nuclear como para las otras instalaciones del ciclo del combustible.

- En el *nivel 2*, en el caso de las centrales nucleares, los componentes y edificios son descontaminados y pueden ser retirados para otros usos. Las partes contaminadas que se retiran en esta etapa incluyen: en los reactores de agua a presión (PWR), los generadores de vapor, bombas de refrigeración, tuberías del circuito primario y el presionador; en los reactores de agua en ebullición (BWR), el sistema principal de tubería, la turbina y el sistema de calor de alimentación del condensador.

  La primera barrera de contaminación se reduce al mínimo y se coloca una barrera biológica alrededor del reactor, en condiciones de durar varias décadas. Se efectúa una descontaminación en los sistemas y componentes exteriores a la barrera biológica, de forma que se permita el acceso no controlado. La vigilancia se mantiene circunscrita al edificio del reactor y su búnker.

  En las instalaciones del ciclo del combustible, se desmonta la instalación radiactiva y su equipo asociado. Se mantiene la vigilancia restringida a la zona limitada.

- En el *nivel 3* se descontamina masivamente el material, el equipo y los edificios, o bien se les retira si no es posible que su radiactividad disminuya a valores determinados. En general, los edificios se demuelen y el sitio puede ser utilizado sin restricciones. Algunos edificios pueden destinarse a otros usos.

  En las centrales nucleares, el nivel 3 comprende la retirada del reactor con su blindaje biológico y la rehabilitación final del emplazamiento, dejándolo en condiciones seguras para su futuro uso. Esta etapa es la más difícil, ya que la actividad del reactor obliga al empleo de sistemas especiales de control remoto, pues la radiactividad asociada con estas estructuras representa el 90% del inventario total radiactivo entre los 10 y 100 años después de la parada del reactor.

El material radiactivo producido por las operaciones de descontaminación, desmantelamiento y manipulación de estructuras, componentes y sistemas de los reactores incluyen material activado, material contaminado y residuos radiactivos.

Todos los materiales activados por bombardeo neutrónico provienen de la vasija, sus componentes y estructuras internas y el blindaje biológico que la rodea dentro del contenimiento primario.

El material contaminado incluye la mayoría de los equipos y tuberías del edificio de contención y otros edificios de la planta que se contaminan superficialmente mediante el agua de circulación que transporta partículas metálicas y elementos disueltos activados neutrónicamente, así como por los productos de fisión liberados a través de fallos en las vainas de los elementos combustibles. Además, se deben considerar las superficies de hormigón de dichos edificios. La radiactividad depositada consiste principalmente en radiación gamma procedente de los isótopos de vida corta ^{60}Co y ^{137}Cs.

Los residuos radiactivos generados en las operaciones de descontaminación se pueden clasificar en residuos sólidos húmedos y residuos sólidos secos. Los residuos sólidos húmedos proceden del agua contaminada y de los reactivos empleados en la descontaminación química, es decir, fondos del evaporado, barros de filtros, resinas de intercambio iónico y disoluciones químicas neutralizadas, que se incorporan en cemento. El radisótopo más abundante es el ^{60}Co. Los residuos sólidos secos son plásticos, papeles, trapos, ropas de protección, etc. y los radisótopos principales son el ^{60}Co y el ^{137}Cs.

La cantidad de residuos depende, lógicamente, de la etapa de clausura considerada y del tiempo que se mantenga el reactor en "almacenamiento protector" después de la parada, o bien entre la ejecución de los distintos niveles, para decaimiento de la radiactividad.

6.5.1 Desmantelamiento y clausura de instalaciones en España

Desde el punto de vista tecnológico y de producción de residuos, este importante aspecto de la gestión tiene como exponente más significativo en la problemática española, la clausura de las centrales nucleares, destacando por su actualidad el cierre de la central nuclear Vandellós I y como actividad a largo plazo, el resto de las centrales actualmente en funcionamiento.

No obstante, existen otras instalaciones tales como antiguas minas de uranio, fábrica de concentrados de uranio de Andújar e instalaciones de producción de concentrados de uranio de La Haba (Badajoz), cuya clausura es necesario también abordar y que se encuentran en diferentes fases de actuación, como a continuación de describe.

Antiguas minas de uranio

ENRESA realizó durante 1987 un estudio sobre el estado de todas las antiguas explotaciones mineras de uranio de la entonces Junta de Energía Nuclear, para disponer de la información necesaria sobre el volumen y características principales de los estériles y su disposición final.

De los resultados obtenidos en dicho estudio sobre el tema, relativo a 42 minas de uranio inactivas, se dedujo la conveniencia de realizar los correspondientes proyectos de clausura en algunas de las minas de Extremadura y Andalucía (un total de 19), con objeto de restaurar el terreno alterado por las explotaciones mineras, eliminar escombreras, relleno de cantera y pozo, etc., habiéndose efectuado las intervenciones necesarias para integrar la zona afectada por esas minas, en su entorno natural.

Fábrica de Uranio de Andújar (FUA)

La FUA está situada a 1,5 km del centro de Andújar y a unos 200 metros del río Guadalquivir. Estuvo en producción desde 1959 hasta 1981 y fue diseñada para obtener concentrados de uranio a partir de minerales de baja ley.

La autorización de la clausura de la instalación fue concedida mediante la Orden Ministerial de 1 de febrero de 1991, comenzándose inmediatamente la ejecución de las actividades previstas en el Plan.

Para la elaboración del Plan de Clausura, ENRESA analizó la tecnología utilizada en otros países para este tipo de proyectos y definió las actividades a desarrollar tomando como referencia el programa americano UMTRAP (The Uranium Mill Tailing Remedial Actions Project), que abarca 24 instalaciones de este tipo.

Los criterios básicos para la ejecución del proyecto fueron los siguientes:

- Evitar riesgos a las personas y al medio ambiente.
- Impedir la dispersión de materiales contaminados.
- Reducir y controlar la infiltración de aguas.
- Asegurar la estabilidad de las obras a largo plazo (1000 años).
- Minimizar la necesidad de mantenimiento.

Proyecto de estabilización

Como punto de partida para el proyecto de estabilización, ENRESA realizó una serie de estudios sobre la zona del emplazamiento, para tener un conocimiento profundo sobre su geología, sismicidad, etc., así como el impacto ambiental de los estériles antes, durante y después de las obras.

El diseño básico consistió en la estabilización de los diques de estériles en su emplazamiento actual, incorporando a los mismos los productos de demolición y desmantelamiento de las instalaciones de la fábrica, consolidando el conjunto y dotándolo de una protección contra la acción de los agentes exteriores.

Fases del proyecto

El proyecto de estabilización y clausura constó de las siguientes fases:

1. **Preparación del emplazamiento**

   Las obras previas llevadas a cabo fueron:

   - Construcción de una balsa de tratamiento de aguas antes de su vertido al río Guadalquivir.
   - Ampliación del foso de descontaminación de vehículos y maquinaria.
   - Adecuación de la instalación eléctrica.

2. **Desmantelamiento de las Instalaciones**

   Los trabajos de desmantelamiento consistieron en la descontaminación y troceado de las instalaciones y equipos.

   Los productos resultantes se depositaron en 400 jaulas metálicas de dimensiones 3x1x1,15 m, siendo posteriormente trasladadas y hormigonadas en su emplazamiento definitivo, en la zona previamente preparada en el interior del dique.

   Asociado al desmantelamiento de instalaciones y equipos, se desarrollaron trabajos de I+D referentes al impacto radiológico de las distintas técnicas de descontaminación y desmantelamiento.

3. **Demolición de edificios y construcciones**

   Los trabajos de demolición consistieron en el derribo y troceado de los edificios y construcciones, y el transporte y la colocación de los productos resultantes, encima de las jaulas hormigonadas donde fueron mezclados y compactados con estériles.

   El volumen de productos de demolición fue de 28.000 m^3, que una vez compactados ocuparon 22.000 m^3.

4. **Remodelación del dique mediante perfilado y corte de los taludes para mejorar su estabilidad**

   Los trabajos referentes a la remodelación del dique consistieron en el reperfilado y recolocación de estériles, y el extendido y compactación en la cumbrera de los suelos contaminados procedentes de la limpieza de la parcela hasta conseguir una configuración del dique estable a largo plazo, con pendientes del 20% en taludes y 4% en cumbrera (Figura 6.25)

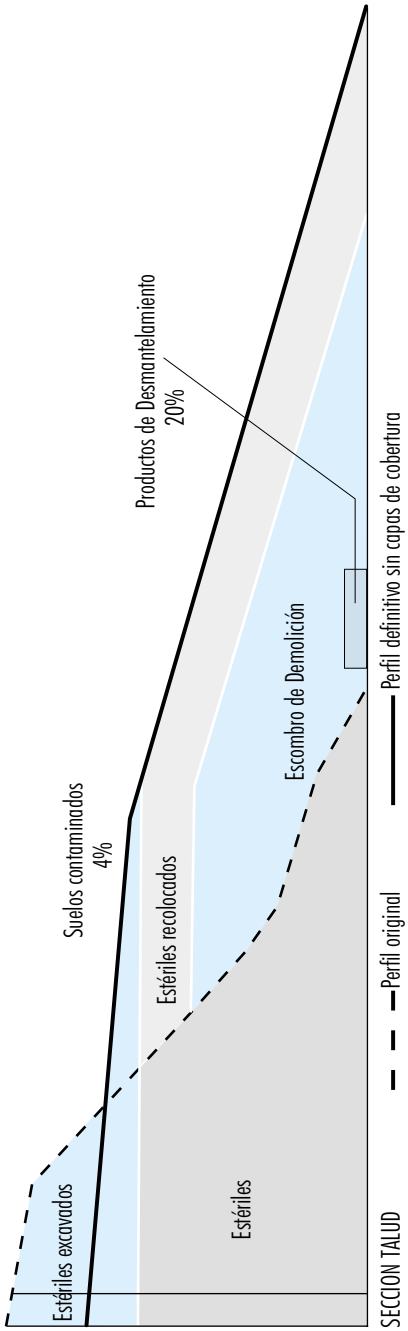


Figura 6.25. Estabilización definitiva del dique de estériles de la FUA.

El movimiento de estériles durante la fase de remodelación fue el siguiente:

- Estériles excavados: 361.000 m^3.
- Suelos de limpieza: 68.000 m^3.

Una vez compactados dieron como resultado:

- Estériles compactados: 295.000 m^3.
- Suelos compactados: 66.000 m^3.

5. **Construcción de las capas de cobertura.**

   El diseño de cobertura ejecutado consistió en dotar al dique estabilizado de una serie de capas de protección con distintas funciones (Ver Figura 6.26)

6. **Restauración del emplazamiento**

   La restauración del emplazamiento consistió en la plantación de vegetación autóctona en la zona del dique y de 1.710 árboles y arbustos en el resto de la parcela, integrándose así el conjunto en el espacio natural circundante.

7. **Plan de vigilancia y mantenimiento**

   Con el fin de demostrar que se cumplen los objetivos y criterios de diseño de las obras de acondicionamiento y estabilización del dique, se ha implantado a la terminación de las obras realizadas, un plan de vigilancia y mantenimiento con una duración mínima de 10 años, que incluye inspecciones periódicas y medidas del radón y de las aguas subterráneas.

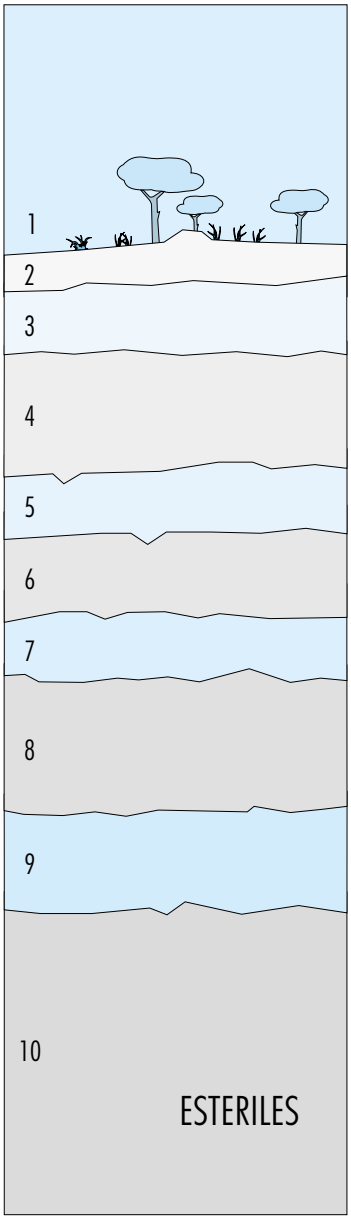
Centro de producción de uranio de La Haba

Las actividades principales a desarrollar incluyeron la restauración de los terrenos afectados por las labores mineras, mediante el traslado de las escombreras a los huecos de la mina y su posterior revegetación, así como la clausura de la planta Lobo-G y el dique de estériles asociado, consistente en el desmantelamiento de las instalaciones y la estabilización y cobertura del dique.

Central nuclear de Vandellós I

Apoyándose en las experiencias habidas en otros países y especialmente en Francia, país de origen de la tecnología, y teniendo en cuenta la casuística particular de C.N. Vandellós I, ENRESA llevó a cabo estudios para definir la estrategia más viable desde el punto de vista técnico-económico, considerándose como posibles alternativas las denominadas Nivel 1, 2 y 3 de desmantelamiento.

La alternativa elegida fue el desmantelamiento inmediato a Nivel 2, seguido de un período de espera, para completar el desmantelamiento total de las partes remanentes (Nivel 3). Dicha alternativa, además de representar una aproximación más viable tanto de ejecución como de impacto sobre la gestión de los residuos generados, ve-



Barrera de radón y de infiltración
Capa de 46 cm de zahorra (9)
Capa de 60 cm de arcilla (8)

Dren
Capa de gravilla de 25 cm (7)

Barrera biointrusiva
Capa de 30 cm de espesor
de roca de diámetro
entre 50-100 mm (6)

Filtro
Capa de 25 cm de espesor
de una mezcla de zahorra
y arena (5)

Suelo vegetal
Capa de 50 cm de espesor
de suelos del entorno
próximo y apta para
el desarrollo de la vegetación (4)

Barrera de protección contra la erosión
Capa de 30 cm espesor
de roca de diámetro
100-300 mm (3)

Tierra vegetal
Capa de 5 cm de espesor
para el arraigo de vegetación (2)
Vegetación (1)

Figura 6.26. Capas de cobertura de la FUA.

nía avalada por la estrategia francesa en el desmantelamiento de dos unidades de la central de Saint Laurent des Eaux (SLA-1 y 2), gemelas de Vandellós I.

En mayo de 1994, ENRESA presentó al MINER para su aprobación, el proyecto de Desmantelamiento y Clausura a Nivel 2, que permitirá liberar más del 80% del emplazamiento y determinar el plazo de espera más adecuado para el inicio del Nivel 3.

Durante los años 1995 y 1996 se procedió a realizar el proyecto de ingeniería de detalles, continuando el proceso de licenciamiento. En 1997, se culminó todo un proceso administrativo, obteniéndose a lo largo del año, el informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear y la Declaración de Impacto Ambiental del Ministerio de Medio Ambiente. Finalmente, el 28 de enero de 1998, el Ministerio de Industria y Energía otorgó la autorización para la ejecución de las actividades de desmantelamiento de la central y la transferencia de su titularidad de Hifrensa a ENRESA, comenzándose los primeros trabajos en febrero de dicho año. El período necesario para completar el desmantelamiento previsto en dicho proyecto, se estima en cinco años, contados a partir de su inicio.

Hasta el momento se ha completado la dotación de los equipos y materiales necesarios, las actividades preparatorias (modificaciones y montaje de instalaciones, infraestructuras, etc.) y se está procediendo al desmontaje de componentes convencionales y partes activas, así como al desarrollo del plan de gestión de residuos y materiales, actuaciones que se prolongarán hasta la conclusión del nivel 2, prevista para finales del año 2002. Durante dicha fase, se realizará el confinamiento del cajón, las demoliciones, rellenos, etc., se preparará la instalación para latencia y se procederá a la desclasificación de gran parte del emplazamiento.

Tras el desmantelamiento a Nivel 2 vendría un período de espera a definir, que se estima en unos 30 años, para, a continuación, completar el desmantelamiento total de las partes remanentes (Nivel 3), de forma que el emplazamiento quede libre en su totalidad para cualquier uso posterior sin ningún tipo de restricción. (Figura 6.27)

En el desmantelamiento a Nivel 2 de la central nuclear de Vandellós I se gestionan unas 296.000 toneladas de materiales, que serán convenientemente controlados y clasificados.

El inventario aproximado es el siguiente: (Figura 6.28)

- 294.000 toneladas de materiales limpios, de los cuales 50.000 toneladas son elementos no contaminados procedentes de zonas activas y el resto corresponde a zonas inactivas de la instalación.

- 2.000 toneladas de residuos radiactivos, que serán acondicionados y posteriormente dispuestos en el centro de almacenamiento.

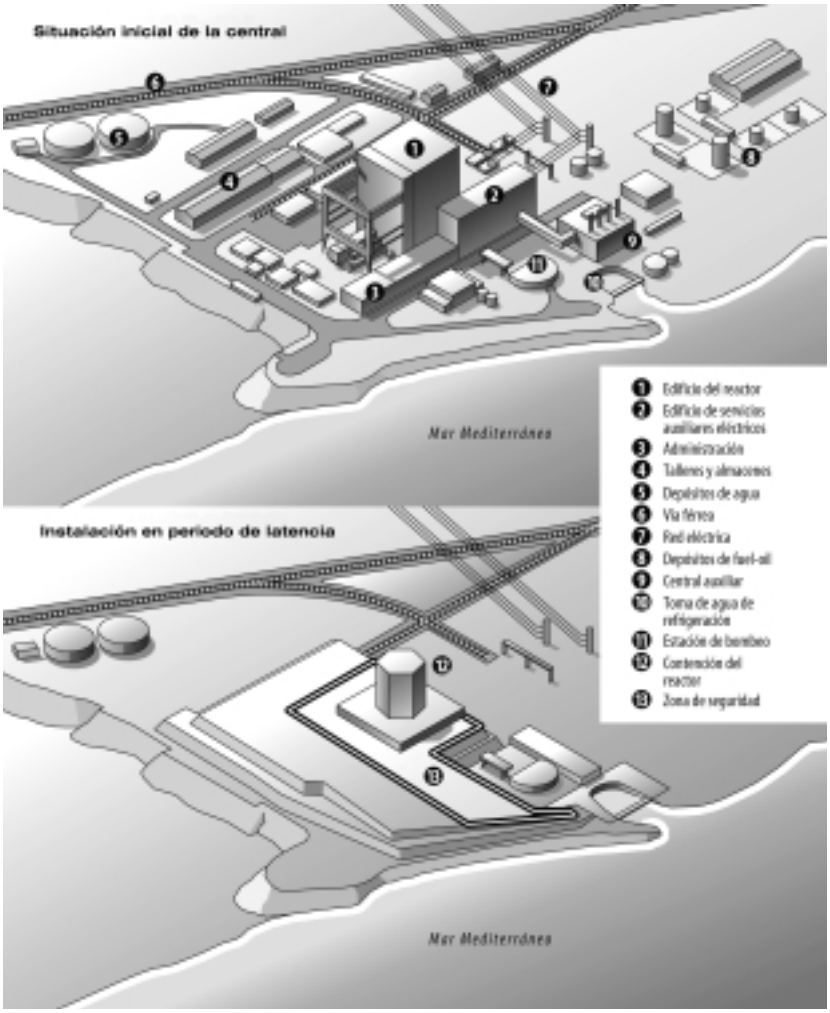


Figura 6.27. Central nuclear Vandellós I antes y después del desmantelamiento.

Resto centrales nucleares

Para el resto de las centrales nucleares españolas actualmente en funcionamiento, se va a considerar, a efectos de cálculo y planificación, la alternativa de desmantelamiento total (nivel 3) a iniciar 3 años después de la parada definitiva de los reactores, una vez evacuado el combustible gastado de la piscina.

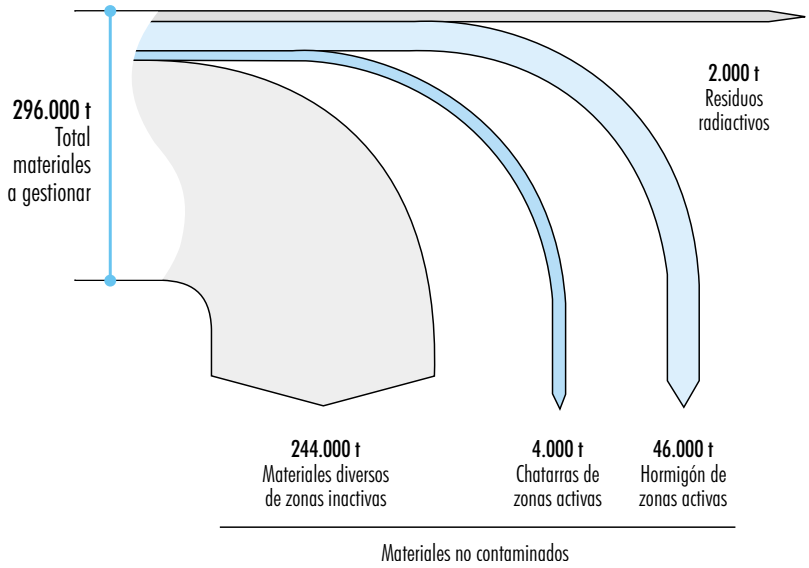


Figura 6.28. Materiales procedentes del desmantelamiento de Vandellós I.

De acuerdo con las hipótesis contempladas en el Plan General de Residuos Radiactivos respecto a la vida útil prevista de estas centrales (40 años), no será necesario abordar su desmantelamiento en un futuro próximo. Hasta entonces, se realizarán estudios y trabajos de investigación específicos tendentes al mejor conocimiento de estas actividades. Asimismo, está previsto sistematizar los procesos de transferencia de titularidad de las instalaciones y articular las actividades previas a la misma, siendo muy importante a este respecto, la experiencia adquirida en C.N. Vandellós I.

this page blank

Glosario de términos

this page blank

Se presenta, a continuación, un glosario de los términos más frecuentemente utilizados en el presente documento, que tienen una aceptación especializada en la esfera de la gestión de los residuos radiactivos.

*Se incluye, conjuntamente, una lista de las abreviaturas más comúnmente utilizadas y su significado, todo ello por orden alfa*bético.

Acondicionamiento e inmovilización

Tratamiento especial para preparar un residuo radiactivo, introducirlo en contenedores y estabilizarlo para su almacenamiento y/o evacuación.

Actividad

Número de desintegraciones de un material radiactivo por unidad de tiempo. Su unidad de medida en el sistema internacional es el becquerel (Bq). También se utiliza el curio (Ci) (1 Ci = 37 GBq).

Actividad másica

Número de desintegraciones de un material radiactivo por unidad de masa.

AEN o NEA (Nuclear Energy Agency)

Agencia de la Energía Nuclear de la OCDE.

AENOR

Asociación Española de Normalización.

AGP

Ver *Almacenamiento Geológico Profundo*.

ALARA

"As Low As Reasonably Achievable": principio básico de protección radiológica en el que se fundamenta la recomendación de que todas las exposiciones se mantengan

tan bajas como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores sociales y económicos.

Almacenamiento geológico

Almacenamiento de residuos radiactivos en una formación geológica, que se considera, posee la estabilidad y las propiedades requeridas para satisfacer los criterios de almacenamiento.

Almacenamiento Geológico Profundo (AGP)

Concepto utilizado para definir formaciones geológicas profundas de gran estabilidad para el almacenamiento de residuos radiactivos de alta actividad.

Almacenamiento intermedio del combustible gastado

Almacenamiento en el que se establece el aislamiento, la vigilancia radiológica, la protección ambiental y el control humano, previéndose medidas ulteriores de tratamiento, transporte y evacuación (o en su caso reproceso). Puede ser seco (contenedores con gas, etc.), en húmedo (bajo agua en piscinas), dentro del perímetro del emplazamiento de una central nuclear y fuera del perímetro del emplazamiento de una central nuclear (centralizado).

Análogo natural

Es el sistema natural que reproduce total o parcialmente procesos o materiales semejantes a los que tendrán lugar en un almacenamiento geológico, siendo su característica más específica la referencia a largo plazo.

ANDRA

Agencia Nacional para los Residuos Radiactivos, encargada de su gestión en Francia.

Átomo

Es la partícula más pequeña de una sustancia que conserva las mismas características que una porción mayor. Toda la materia está formada por átomos. El átomo consta de un núcleo alrededor del cual giran los electrones, partículas de carga eléctrica negativa. Dentro del núcleo están los protones, cargados positivamente y en un número igual al de los electrones, y los neutrones que no tienen carga.

Barreras

Característica natural o artificial que se interpone entre los residuos y el hombre para impedir o retardar la llegada de los radionucleidos al medio ambiente, hasta que hayan perdido su actividad. Comúnmente se habla de barrera químico-física (inmovilizado del residuo y confinamiento en contenedores), barrera de ingeniería (instalación donde se colocan los residuos) y barrera geológica (el medio de la corteza terrestre en el que se sitúan los residuos).

Bastidor de almacenamiento de combustible

Estructura de almacenamiento que mantiene los conjuntos combustibles gastados en una determinada configuración para facilitar la eliminación del calor y la manipulación del combustible y evitar la criticidad y los daños ocasionados por los mismos.

Bulto de residuos

La forma de residuo y cualquier contenedor o contenedores preparados para su manipulación, transporte, almacenamiento y evacuación. Conjunto de residuo acondicionado (incorporado a una matriz de hormigón), más su embalaje correspondiente.

BWR

"Boiling Water Reactor": reactores de agua ligera en ebullición.

Caliente

En el mundo nuclear se usa este término, normalmente, para identificar o definir zonas y recintos en los que se trabaja con materiales altamente radiactivos. .En general se asocia con niveles altos de radiación.

Cambio de bastidores o reracking

Operación que consiste en incrementar la capacidad de las piscinas de los reactores, disminuyendo la distancia entre los elementos combustibles, mediante la instalación de nuevos bastidores construidos con materiales cuya capacidad de absorción neutrónica es superior a los existentes.

Caracterización

Estudios que se realizan para conocer en detalle determinadas características de un material o lugar investigado.

CEA

Comisariado de la Energía Atómica (Francia).

Celda Caliente

Instalación para manipular, procesar y/o investigar materiales irradiados que proporciona contención, blindaje radiológico y manipulación a distancia, y que tiene ventanas de observación.

Celdas de almacenamiento

Para residuos de baja y media actividad, cada una de las 28 estructuras en las que se almacenan en El Cabril las unidades de almacenamiento.

Centrales nucleares

Centrales termoeléctricas que utilizan principalmente el uranio como combustible y emplean el calor resultante del proceso de fisión para la obtención de energía eléctrica.

CERN

Centro Europeo de Investigación Nuclear. Es un laboratorio de investigación física de las partículas elementales, con sede en Ginebra. Su principal instalación es un acelerador de partículas de alta energía.

CG

Ver *Combustibles gastado.*

Ciclo del combustible nuclear

Procesos relacionados con la producción de energía nuclear que comprenden, en su primera parte, la obtención y utilización de los materiales nucleares empleados en la explotación de reactores nucleares y, en su segunda parte, el almacenamiento, reproceso y evacuación de los mismos.

CIEMAT

Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas.

Clausura

Proceso administrativo de cierre definitivo de una instalación por parte de las autoridades competentes.

C.N.

Central nuclear.

Combustibles gastado (CG)

Combustible utilizado para la generación de energía eléctrica en las centrales nucleares que ha dejado de tener el rendimiento energético deseado, por lo que no se prevé su reintroducción en el reactor.

CSEN

Comisión del Sistema Eléctrico Nacional. Desde el año 1997 es la encargada de la recaudación del porcentaje de la facturación por venta de energía eléctrica, destinado a la financiación de la 2ª parte del ciclo del combustible nuclear y su posterior transferencia a ENRESA. (Hasta esa fecha esta función fue ejercida por OFICO).

CSIC

Consejo Superior de Investigaciones Científicas.

CSN

Consejo de Seguridad Nuclear, Creado por Ley 22 de Abril 1980, como Ente de Derecho Público, independiente de la Administración Central del Estado, con personalidad jurídica y patrimonio propios e independientes de los del Estado y como único órgano competente en España en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

Cuota

Porcentaje que se fija sobre la recaudación por venta de energía eléctrica de todo el sector eléctrico, destinado a la financiación de la segunda parte del ciclo del combustible nuclear.

Decaimiento

Disminución en el tiempo de la radiactividad en las sustancias radiactivas.

Descontaminación radiactiva
Eliminación de la contaminación producida por sustancias radiactivas. Puede ser externa, si es superficial, o interna si se encuentra en el interior de alguna sustancia u organismo.

Desmantelamiento
Existen tres niveles de desmantelamiento:

- Nivel 1: Fase en la que se retiran los residuos de operación de la central nuclear, se desconectan los sistemas, se limita y vigila el acceso a la zona y se mantiene la instalación en parada indefinida.
- Nivel 2: Fase en la que se descontaminan y recuperan componentes, equipos y estructuras que pueden ser reutilizados, se desmantelan sistemas y demuelen edificios. Se restaura el terreno liberado y el cajón del reactor se confina, manteniéndose la vigilancia.
- Nivel 3 : Fase en la que los edificios se derriban y se elimina el cajón del reactor. La descontaminación es total y el lugar se acondiciona para que pueda utilizarse sin restricciones.

Detector
Aparato que detecta la presencia de radiactividad.

Dique de estériles
Conjunto de materiales residuales procedentes del tratamiento de mineral de uranio para su concentración.

DMP
Dosis Máxima Permisible.

DOE
Departamento de Energía (EE.UU.).

Dosis
Dependiendo de factores tales como el tipo de radiación, su intensidad, así como los órganos o tejidos del cuerpo, afectados, se establece la siguiente clasificación:

- Dosis (absorbida): Cantidad de energía absorbida por unidad de masa de material irradiado. Su unidad de medida es el Gray (Gy).
- Dosis efectiva: Magnitud que representa el efecto probabilístico de las radiaciones sobre el ser humano en su conjunto.
- Dosis equivalente: Magnitud que representa el efecto de las radiaciones sobre cada órgano o tejido.

DPT
Denominación del contenedor metálico de doble propósito, para el almacenamiento y transporte de combustible gastado, específico para C.N. Trillo.

EL CABRIL

Nombre con el que se conoce a la instalación de Sierra Albarrana (Córdoba), autorizada para el acondicionamiento y almacenamiento definitivo de los residuos radiactivos de baja y media actividad en España.

Electrones

Partículas cargadas negativamente que forman la corteza del átomo.

Elementos combustibles

Conjunto de varillas metálicas que contienen el combustible, generalmente uranio, utilizado en los reactores nucleares.

ENRESA

Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., constituida según Decreto 1522/1984 de 4 de Julio, con el objetivo de llevar a cabo la gestión de los residuos radiactivos en España.

ENUSA

Empresa Nacional de Uranio, S.A., responsable de garantizar el abastecimiento de combustible a las centrales nucleares en España, y único explotador de minas de uranio españolas, así como de la fábrica de Combustible de Juzbado (Salamanca).

Estériles

Rechazos de la minería y fabricación de concentrados de uranio que requieren una gestión especial, ya que si bien su radiactividad específica es muy baja y de origen natural, se trata de grandes volúmenes.

EURATOM

La Comunidad Europea de Energía Atómica, hoy integrada dentro de la Unión Europea, establece una normativa sobre protección radiológica, que es exigida, de forma común, en los países de la Unión.

Exposición

En protección radiológica, acción y efecto de someter a las personas a las radiaciones ionizantes. Puede ser externa (exposición del organismo a fuentes exteriores a él) o interna (exposición del organismo a fuentes interiores a él).

Fábrica de concentrados de uranio

Fábrica en la que se procesa el uranio natural para obtener un concentrado de uranio de mayor riqueza y mejor rendimiento energético.

Fase de vigilancia y control de la instalación

Periodo que transcurre hasta el decaimiento de la actividad de los residuos almacenados hasta niveles considerados admisibles.

FEBEX

"Full-Scale Engineered Barriers Experiment in Cristaline Host Rock". Denominación de un experimento sobre el comportamiento y viabilidad del sistema de barreras de ingeniería para el almacenamiento de residuos de alta actividad en formaciones graníticas, a realizar en el laboratorio subterráneo de Grimsel (Suiza), en base a un acuerdo específico firmado entre ENRESA y su homóloga suiza NAGRA.

Fisión nuclear

Proceso de ruptura de un núcleo atómico por el cual se libera gran cantidad de energía. Esta energía se transforma en energía eléctrica en las centrales nucleares.

Fisionables

Que se fisionan.

Fondo

En términos económico-financieros del PGRR, se refiere al excedente monetario existente como consecuencia del desfase temporal entre los ingresos de ENRESA y los costes futuros a financiar. (Al final del periodo de gestión, el fondo debe ser nulo).

Fondo radiactivo natural

Está constituido por el conjunto de radiaciones ionizantes que provienen de fuentes naturales terrestres o cósmicas.

Formación geológica

Entidad geológica que mantiene su uniformidad en determinadas características fundamentales a lo largo de periodos de tiempo y de magnitudes espaciales más o menos amplias.

Fuente encapsulada

Fuente constituida por sustancias radiactivas encerradas en cápsulas selladas de materiales resistentes. También se considera fuente encapsulada, aquella en la que el material radiactivo está incorporado de forma sólida a un material inactivo, de forma que esté protegido contra toda fuga.

Fuente no encapsulada

En ella, las sustancias radiactivas se pueden presentar en forma líquida, sólida o gaseosa, contenidas en recipientes cerrados, pero no sellados.

Fuente radiactiva

Aparato o sustancia capaz de emitir radiaciones ionizantes.

Fusión nuclear

Unión de dos átomos ligeros para formar átomos más pesados, con desprendimiento de grandes cantidades de energía.

Gestión de Residuos Radiactivos

Conjunto de actividades técnicas y administrativas necesarias para la manipulación, tratamiento, acondicionamiento, transporte, almacenamiento y evacuación de residuos radiactivos, cuyo objetivo final es proteger a las personas y al medio ambiente de las radiaciones que emiten los radionucleidos contenidos en los residuos, minimizando las cargas de esa protección a las generaciones futuras.

FUA

Fábrica de Uranio de Andújar. Antigua instalación, en explotación comercial entre los años 1959-1981, diseñada para procesar mineral de baja ley y obtener un concentrado de uranio de elevada riqueza. Clausurada desde 1994.

ICRP

Comisión Internacional de Protección Radiológica. Cuerpo de expertos independientes no gubernamentales, que establece periódicamente recomendaciones o principios fundamentales, sobre la forma segura de trabajo con radiaciones.

Instalación nuclear

Se considera instalación nuclear a las centrales nucleares, los reactores nucleares, las fábricas en las que se traten sustancias nucleares y las instalaciones de almacenamiento de estas sustancias.

Instalación radiactiva

Instalación autorizada para contener y/o utilizar fuentes radiactivas o aparatos productores de radiaciones ionizantes.

Iones

Partículas, átomo o grupos de átomos con carga eléctrica.

Ionización

Proceso por el cual un electrón escapa de un átomo, molécula o ion.

Ionizar

Fenómeno por el que un átomo o molécula pierde o gana electrones.

Irradiación

Acción y efecto de someter a algo o a alguien a radiaciones ionizantes.

Irradiado

Sometido a irradiación.

Isótopos

Diferentes átomos del mismo elemento químico con diferente estructura en el núcleo, mismo número de protones y distinto de neutrones.

Isótopos radiactivos

Isótopos inestables cuya diferente estructura en el núcleo da lugar a emisiones radiactivas, convirtiéndose en estables. No todos los isótopos de un elemento son radiactivos.

ITGE

Instituto Tecnológico Geominero de España, antes denominado IGME (Instituto Geológico y Minero de España).

I+D

Investigación y Desarrollo

JEN

Antigua Junta de Energía Nuclear. Actualmente CIEMAT.

LWR

"Light Water Reactor". Reactores de agua ligera.

Matriz de inmovilización

Hormigón utilizado para inmovilizar los residuos radiactivos en el interior de un bidón.

Medicina nuclear

Utilización de las fuentes radiactivas no encapsuladas con fines médicos.

Neutrones

Partículas eléctricamente neutras, más pesadas que los protones, contenidas en el núcleo del átomo.

Núcleo

Parte del átomo, constituida por protones y neutrones, alrededor de la cual giran los electrones.

OCDE

Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico.

OFICO

Oficina de Compensaciones de la Energía Eléctrica, encargada, hasta 1997, de la recaudación del porcentaje de la facturación por venta de energía eléctrica, destinado a la financiación de la 2ª parte del ciclo del combustible nuclear y su posterior transferencia a ENRESA. Actualmente, esta competencia corresponde a la Comisión del Sistema Eléctrico Nacional.

OIEA

Organismo Internacional de la Energía Atómica. Es una agencia intergubernamental de la Naciones Unidas.

Pararrayos radiactivos

Pararrayos que en su parte superior encierran una pequeña fuente radiactiva con muy baja actividad.

Partículas subatómicas

Partículas que forman el átomo.

Pastillas cerámicas de uranio

Forma final que adquiere el combustible nuclear para su introducción en las barras del elemento combustible de un reactor nuclear.

Pequeños productores (PP)

Empresas o entidades que producen pequeñas cantidades de residuos radiactivos de baja y media actividad, como consecuencia de las aplicaciones de los radisótopos en la medicina, agricultura, industria e investigación

Periodo de semidesintegración

Tiempo en que una sustancia radiactiva disminuye su radiactividad a la mitad.

Personas profesionalmente expuestas (PPE)

Aquellas que por razón de su trabajo están sometidas a un riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes. El límite de dosis efectiva a partir de mayo del 2000 para trabajadores expuestos es de 100 mSv durante un periodo de cinco años consecutivos, sujeto a una dosis efectiva máxima de 50 mSv en cualquier año, pudiendo los Estados Miembros decidir un valor anual.

PGRR

Ver *Plan General de Residuos Radiactivos*.

Piscinas de las centrales nucleares

Instalaciones de las centrales en las que se almacena el combustible gastado, utilizando el agua como refrigerante y aislante.

Plan General de Residuos Radiactivos

Documento aprobado por el Gobierno, que recoge las líneas generales de actuación en gestión de residuos radiactivos en España.

PP

Ver *Pequeños productores*.

PPE

Ver *Personas profesionalmente expuestas*.

Protección radiológica

Disciplina científico-técnica que tiene como finalidad la protección de las personas y del medio ambiente frente a los riesgos derivados de la utilización de fuentes radiactivas, tanto naturales como artificiales, en actividades médicas, industriales, de in-

vestigación o agrícolas. Esta disciplina se refleja en un conjunto de normativas, métodos y acciones.

Protones

Partículas fundamentales de carga eléctrica positiva, de igual magnitud que la carga electrónica, contenidas en el núcleo del átomo.

PVRA

Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental. Controla el entorno de una instalación nuclear y permite conocer los niveles de radiactividad ambiental y determinar, mediante análisis, la radiactividad que existe en aguas superficiales y subterráneas y otros componentes del ecosistema de la zona.

PWR

"Pressurized Water Reactor". Reactores de agua ligera a presión.

RAA

Ver *Residuos de alta actividad.*

Radiación

Emisión y propagación de energía y/o molécula; también la propia energía emitida.

Radiación alfa

Consiste en la emisión de dos protones y dos neutrones, posee poco poder de penetración, una simple hoja de papel puede ser suficiente para pararla.

Radiación artificial

Radiación ionizante emitida por radisótopos artificiales.

Radiación beta

Constituida por emisión de electrones, es más penetrante que la radiación alfa y se puede parar con una lámina de aluminio.

Radiación cósmica

Radiaciones ionizantes procedentes del espacio dotadas de gran energía.

Radiación gamma

De la misma naturaleza electromagnética que los rayos X, es más energética y muy penetrante y se necesitan al menos varios centímetros de hormigón o plomo para frenarla.

Radiaciones ionizantes

Aquellas que tienen suficiente energía para ionizar, es decir, arrancar electrones de los átomos con los que inciden, modificando su estructura.

Radiación natural

La radiación de origen natural procede de la transformación de los materiales radiactivos que componen la corteza terrestre y de las radiaciones del sol.

Radiactividad
Fenómeno producido por la inestabilidad de determinados núcleos atómicos que contienen demasiada energía en su estructura y que para convertirse en estables, experimentan una emisión espontánea de radiación o materia.

Radiactivo
Que emite radiactividad.

Radiodiagnóstico
Empleo de sustancias radiactivas en medicina, con el fin de diagnosticar enfermedades.

Radioinmunoanálisis
Conjunto de técnicas que permiten la detección en sangre de hormonas, drogas, enfermedades, etc.

Radiología
Parte de la medicina que estudia las radiaciones, especialmente los rayos X, en sus aplicaciones al diagnóstico y tratamiento de enfermedades.

Radionucleidos
Especies de átomos radiactivos que se caracterizan por su número de protones y neutrones.

Radioterapia
Utilización de las radiaciones ionizantes (rayos X, gamma, electrones) en la medicina con fines terapéuticos.

Radiotoxicidad
Toxicidad debida a las radiaciones ionizantes emitidas por un radionucleido incorporado y por sus productos derivados.

Radón
Gas inerte y radiactivo, producto de la desintegración del uranio-238.

Rayos X
Radiación electromagnética de la misma naturaleza que la luz pero de mayor energía, utilizada con fines médicos.

RBMA
Ver *Residuos de baja y media actividad.*

Reacciones nucleares
Reacciones que se producen en los núcleos de los átomos de determinados elementos, con desprendimiento de energía.

Reactor nuclear
Instalación donde se transforma la energía liberada en la ruptura de los átomos, en energía térmica.

Red de control de infiltraciones

En El Cabril, conjunto de tuberías situadas bajo las estructuras de almacenamiento de los residuos radiactivos, que se canalizan en un depósito de recogida de aguas, que permite su control y tratamiento si se encontrase algún indicio de contaminación.

Reproceso del combustible nuclear

Proceso de reciclado del combustible gastado, que consiste en la separación del uranio y el plutonio de los productos de fisión, para poder ser reutilizados en diversas aplicaciones.

Residuo Radiactivo

Cualquier material que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones superiores a las establecidas por las autoridades competentes, para el cual no está previsto ningún uso. Se generan en la producción de energía eléctrica de origen nuclear y en la utilización de radisótopos en múltiples actividades (industria, medicina, agricultura, investigación, etc.).

Residuos de baja y media actividad (RBMA)

Poseen actividad moderada, no generan calor, contienen básicamente isótopos con un periodo de semidesintegración inferior a 30 años, lo que quiere decir que reducen su actividad a menos de la milésima parte en un periodo máximo de 300 años, y su contenido en emisores alfa debe ser inferior a 0,37 Gbq/t. (0,01 curios/tonelada en promedio).

Residuos de alta actividad (RAA)

Tienen contenidos apreciables de isótopos cuyo periodo de semidesintegración es superior a 30 años, y pueden desprender calor.

Seguridad nuclear

Medidas de seguridad aplicadas en instalaciones nucleares y radiactivas.

Separación

Proceso previo a la transmutación, basado en una compleja serie de operaciones químicas y/o metalúrgicas realizadas sobre el combustible gastado, cuyo objetivo es separar de forma selectiva, individualmente o por grupos, los diversos radionucleidos de larga vida. Se puede realizar por vía acuosa o en seco.

SEPI

Sociedad Estatal de Participaciones Industriales, antiguo INI (Instituto Nacional de Industria)

Silos

En el caso de residuos de alta, edificio de características específicas para el almacenamiento temporal en seco del combustible gastado.

ST
Separación y Transmutación.

Transmutación
Proceso nuclear por el que los isótopos radiactivos de larga vida, podrían ser convertidos en otros de corta vida, o incluso no radiactivos, mediante el bombardeo de estos isótopos con partículas subatómicas, como por ejemplo neutrones.

Trazadores (Radiactivos)
Radisótopos incorporados, química o físicamente, a un material con el fin de seguir el curso o comportamiento de ese material mediante la detección de las radiaciones que emite.

tU
Toneladas de uranio.

UNESA
Unidad Eléctrica S.A.

Unidad de almacenamiento
En el caso de residuos de baja y media actividad, bloque compacto de hormigón en cuyo interior se almacenan los bultos de residuos radiactivos.

UNSCEAR
Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas.

Vitrificados
Vidrios resultantes del reproceso del combustible nuclear gastado.

Bibliografía

this page blank

Álvarez Mir, F.

"Residuos radiactivos. Seminario para profesionales de la enseñanza"
Madrid, 1998.

Atomic Industrial Forum (A.I.F.)

"El futuro de la energía nuclear en los Estados Unidos de América"
Atomic Industrial Forum. Madrid, 1984.

Bilbao Saavedra, A.

"La naturaleza de la radiación"
Iberdrola. Senda Editorial. Madrid, 1997.

AEN/CCE/OCDE

"IV Congreso Nacional de la Sociedad Española de Protección Radiológica. Libro de Resúmenes: Conferencia Internacional sobre Implicaciones de las nuevas recomendaciones de la CIPR en las prácticas e intervenciones de la protección radiológica" Salamanca, 26-29 Noviembre, 1991.
AEN; CCE; OCDE. Madrid, Edicomplet, 1991.

CCE

"La gestión de los residuos radiactivos en la Comunidad Europea"
CCE. Bruselas, 1993.

CIEMAT/ENRESA/Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales (UPM) Universidad Politécnica de Madrid.

"V Curso gestión de residuos radiactivos: Trabajos realizados por los alumnos de doctorado".
CIEMAT; ENRESA; ETSII (UPM). Madrid, 1993.

CIEMAT/ENRESA/Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales (UPM) Universidad Politécnica de Madrid.

"Gestión de residuos radiactivos: Volumen I"
CIEMAT; Universidad Politécnica de Madrid; ENRESA. Madrid, 1995.

CIEMAT/ENRESA/Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales (UPM) Universidad Politécnica de Madrid.

"Gestión de residuos radiactivos: Volumen II"
CIEMAT; Universidad Politécnica de Madrid; ENRESA. Madrid, 1995.

Colegio Oficial de Físicos/Colegio Oficial de Biólogos

"Grupo de trabajo 15. Residuos radiactivos de baja y media actividad. Pararrayos radiactivos: I Congreso Nacional del Medio Ambiente: Al encuentro de soluciones" Madrid, 23-27 de noviembre de 1992
Colegio Oficial de Físicos; Colegio Oficial de Biólogos. Madrid, 1992.

Colegio Oficial de Físicos/Aproma/Unión Profesional

II Congreso Nacional del Medio Ambiente. "Documentos Grupos de Trabajo". Volumen II
Madrid, 1994.

Colegio Oficial de Físicos/Aproma/Instituto de la Ingeniería de España/Unión Profesional

III Congreso Nacional del Medio Ambiente. "Documentos finales. Grupos de Trabajo" Tomo III.
Madrid, 1996.

Colegio Oficial de Físicos

"*Residuos radiactivos y su percepción pública*"
Madrid, 2000.

Colegio Oficial de Físicos/Aproma/Instituto de la Ingeniería de España/Unión Profesional

IV Congreso Nacional del Medio Ambiente. "Libro Blanco de los Sistemas de Información Ambiental en España"
Madrid, 1998.

Consejo de Seguridad Nuclear

"Las radiaciones nucleares en la vida diaria"
Madrid.

Consejo de Seguridad Nuclear

"*Vivir con las radiaciones: 10 preguntas y respuestas sobre la radiactividad*"
CSN. Madrid.

Consejo de Seguridad Nuclear

"Plan Nacional de Investigación y Desarrollo del Consejo de Seguridad Nuclear en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Informe de la Subcomisión Nº 3: Ciclo del Combustible Nuclear"
Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid, 1985.

Consejo de Seguridad Nuclear

"Radiación: Dosis: Efectos: Riesgos: Programa ONU Medio Ambiente"
CSN. Madrid, 1987.

Consejo de Seguridad Nuclear

"Gestión del combustible nuclear irradiado: Experiencia y opciones"
CSN. Barcelona, 1989.

Consejo de Seguridad Nuclear/CCE

"La radiacion y tú"
CSN; CCE. Madrid, 1991.

Consejo de Seguridad Nuclear

"Historias, historietas y charlas sobre la radiación"
CSN. Madrid, 1991.

Consejo de Seguridad Nuclear

"La vigilancia de la radiación"
CSN. Madrid, 1992.

Consejo de Seguridad Nuclear

"La radiación artificial"
CSN. Madrid, 1992.

Consejo de Seguridad Nuclear

"Dosis de radiación".
CSN. Madrid, 1992.

Consejo de Seguridad Nuclear
"Protección radiológica"
CSN. Madrid, 1992.

Consejo de Seguridad Nuclear
"Emergencia en centrales nucleares"
CSN. Madrid, 1992.

Consejo de Seguridad Nuclear
"El funcionamiento de las centrales nucleares"
CSN. Madrid, 1992.

Consejo de Seguridad Nuclear
"La utilización de la energía nuclear para la producción de energía eléctrica" CSN. Madrid, 1992.

Consejo de Seguridad Nuclear
"El transporte de los materiales radiactivos"
CSN. Madrid, 1992.

Consejo de Seguridad Nuclear
"REVIRA : La red de vigilancia radiológica ambiental"
CSN. Madrid, 1993.

Consejo de Seguridad Nuclear
"Vigilancia y control de los residuos radiactivos"
CSN. Madrid, 1993.

Consejo de Seguridad Nuclear
"Generadores de vapor. descripción, problemática y perspectivas"
CSN. Madrid, 1993.

Consejo de Seguridad Nuclear
"Organización del Consejo de Seguridad Nuclear ante emergencias".
CSN. Madrid, 1993.

Consejo de Seguridad Nuclear
"Hacia el V Programa Marco de EURATOM: Seminario sobre investigación en seguridad nuclear, protección radiológica y residuos radiactivos".
CSN. Madrid, 1999.

Consejo Mundial de la Energía
"Environmental and Energy Aspects of Waste Handling: Report".
World Energy Council. London, 1993.

Foro Nuclear
"*222 Cuestiones sobre la energía*"
Foro Nuclear, Madrid.

Foro Nuclear
"*Historia Nuclear de España*"
Foro Nuclear, Madrid, 1995.

Foro Nuclear
"*Energía ¿Qué es? ¿Para qué sirve?*"
Foro Nuclear, Madrid, 1996.

Foro Nuclear
"*Cuestionario inglés-español de tecnología nuclear*"
Foro Nuclear, Madrid, 1999.

Foro Nuclear
"*La energía nuclear en el mundo*"
Foro Nuclear. Madrid, 1999.

Foro Nuclear
"*Energía 2000*"
Madrid, 2000.

González, A./Esteban, A.
"Informe sobre desarrollo tecnológico en seguridad nuclear y protección radiológica".
Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid, 1997.

Iberdrola
"*La naturaleza y la radiación*"
Iberdrola, Madrid, 1997

Ministerio de Industria y Energía
"Quinto Plan General de Residuos Radiactivos".
MINER, Madrid, 1999.

Ministerio de Industria y Energía
"Plan Energético Nacional 1991-2000"
MINER.

Ministerio de Industria y Energía. Instituto para la Diversificación y Ahorro de la Energía.
"Plan de fomento de las Energías Renovables en España"
IDAE; MINER. Madrid, 1999.

Ministerio de Industria y Energía. Instituto para la Diversificación y Ahorro de la Energía.
"Plan de Fomento de las Energías Renovables en España. Resumen"
IDEA; MINER. Madrid, 1999.

Ministerio de Sanidad y Consumo
"Protección radiológica: Parte I: Conceptos generales"
Ministerio de Sanidad y Consumo. Colección Sanidad Ambiental. Madrid, 1988

OIEA
"Realidades en torno a las radiaciones de bajo nivel"
Actualizado en febrero 1989. OIEA. Viena, 1989.

ONU
"Conferencia de las Naciones Unidas para el fomento de la cooperación internacional en la utilización de la energía nuclear con fines pacíficos. Ginebra", 23 marzo - 10 abril 1987:

Informes técnicos. Volumen V Gestión del combustible irradiado y los desechos radiactivos. Organización de las Naciones Unidas. 1987.

Real Academia de Farmacia

"*Los residuos y sus riesgos para la salud*"
Real Academia de Farmacia, Madrid, 1998.

Sociedad Española de Protección Radiológica
International Radiation Protection Association

"III Congreso Nacional de Protección Radiológica" 29,30 noviembre y 1 diciembre 1989. Sociedad Española de Protección Radiológica; International Radiation Protection Association. Madrid, 1989.

Sociedad Española de Protección Radiológica

"*Guía de gestión de material radiactivo*"
SEPR, Madrid, 1999.

Sociedad Española de Protección Radiológica/Consejo de Seguridad Nuclear/ENRESA

"V Congreso Nacional de la Sociedad Española de Protección Radiológica. Libro de comunicaciones: Primeras Jornadas Hispano-Lusas" Santiago de Compostela. 26-29 abril 1994.
Sociedad Española de Protección Radiológica. La Coruña, 1994.

Sociedad Española de Protección Radioloógica/ENRESA

"Guía de gestión de material radiactivo en instituciones médicas y laboratorios de investigación biológica"
Sociedad Española de Protección Radiológica, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos. Madrid, 1996.

Sociedad Nuclear Española

"Los primeros 20 años de la Sociedad Nuclear Española"
Senda Editorial, S.A. Madrid, 1994.

Sociedad Nuclear Española

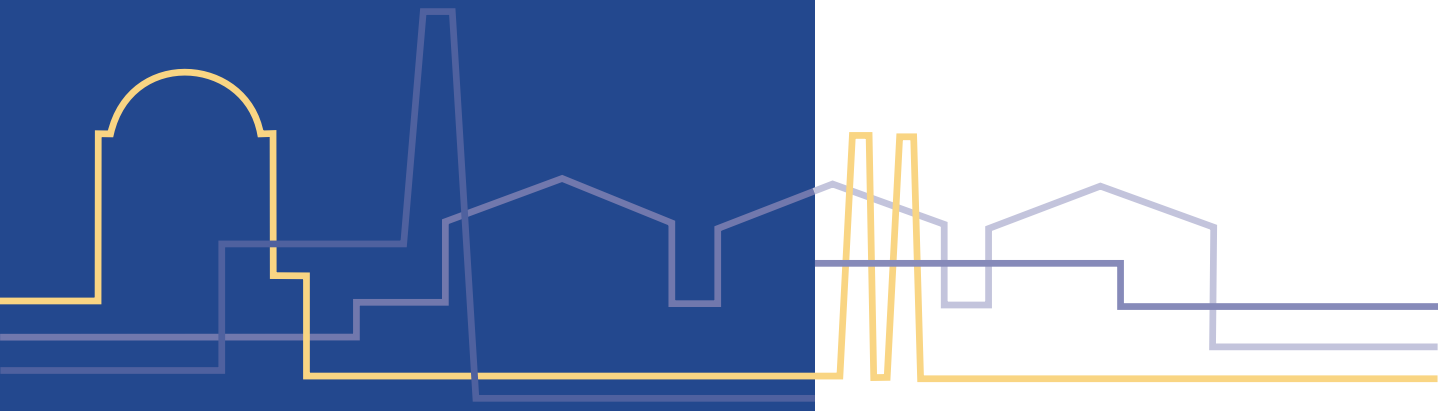
"*El ciclo del combustible nuclear*"
SNE, Madrid, 1997.

this page blank

Páginas web de interés

this page blank

www.cern.ch	*European Laboratory for Particle Physics*
www.ciemat.es	*Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT)*
www.cofis.es	*Colegio Oficial de Físicos de España (COFIS)*
www.csn.es	*Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)*
www.doe.gov	*Department of Energy USA (DOE)*
www.enresa.es	*Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, ENRESA*
www.foronuclear.org	*Foro Nuclear*
www.gefweb.org	*Fondo Mundial para el Medio Ambiente (GEF)*
www.iaea.or.at	*International Atomic Energy Agency (IAEA)*
www.idae.es	*Instituto para la Diversificación y el Ahorro Energético (IDAE)*
www.mma.es	*Ministerio de Medio Ambiente*
www.nea.fr	*Nuclear Energy Agency (NEA)*
www.nrc.gov	*Nuclear Regulatory Commission USA (NRC)*
www.sepr.es	*Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR)*
www.sne.es	*Sociedad Nuclear Española (SNE)*
www.unesa.es	*Unión Eléctrica Española (UNESA)*



Julio, 2000