



ESPAÑA

Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos

Primer Informe Nacional

Convención Conjunta sobre
Seguridad en la Gestión
del Combustible Gastado
y sobre Seguridad en la Gestión
de Residuos Radiactivos

Primer Informe Nacional

Mayo 2003

Índice

SECCIÓN A. INTRODUCCIÓN	1
A.1. PRESENTACIÓN DEL INFORME.	3
A.2. LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN ESPAÑA	4
A.3. LA SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y EN LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN ESPAÑA.	5
SECCIÓN B. POLÍTICAS Y PRÁCTICAS	7
B.1. ASPECTOS ORGANIZATIVOS Y DE FINANCIACION.	9
B.2. PLAN GENERAL DE RESIDUOS RADIATIVOS.	11
B.3. CLASIFICACION DE RESIDUOS RADIATIVOS	11
B.4. GENERACION DE COMBUSTIBLE GASTADO Y RESIDUOS RADIATIVOS	12
B.5. POLITICAS DE GESTION DEL COMBUSTIBLE GASTADO.	13
B.6. PRACTICAS EN MATERIA DE COMBUSTIBLE GASTADO.	14
B.7. POLITICAS DE GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS.	16
B.8. PRACTICAS EN MATERIA DE GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS.	18
SECCIÓN C. ÁMBITO DE APLICACIÓN.	23
SECCIÓN D. INVENTARIOS Y LISTAS	27
D.1. INSTALACIONES DE GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO.	29
D.2. INVENTARIO DEL COMBUSTIBLE GASTADO.	30
D.3. INSTALACIONES DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS	30
D.4. INVENTARIO DE RESIDUOS RADIATIVOS	31
D.5. INSTALACIONES EN FASE DE CLAUSURA	31
SECCIÓN E. SISTEMA LEGISLATIVO Y REGULADOR	33
ARTICULO 18. IMPLEMENTACION DE LAS MEDIDAS	35
Valoración del cumplimiento.	36
ARTICULO 19. MARCO LEGISLATIVO Y REGULATORIO	36
19.1. Principales disposiciones legales y reglamentarias reguladoras de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos	37
19.1.1. Constitución y Convenios internacionales	37
19.1.2. Normas de rango legal	38
19.1.3. Normativa de rango reglamentario	41
19.1.4. Disposiciones no vinculantes: Guías de seguridad del CSN	43

19.2. Régimen de autorización de instalaciones	44
19.2.1. Sistema de licenciamiento de las instalaciones.	44
19.2.2. Autorizaciones específicas en el ámbito de los residuos radiactivos	48
19.3. Sistema de inspección y evaluación de las instalaciones nucleares y radiactivas	50
19.4. Régimen sancionador en materia de instalaciones nucleares	51
19.5. Asignación de responsabilidades	52
19.6. Valoración del cumplimiento.	53
ARTICULO 20. ORGANO REGULADOR	53
20.1. Organismo regulador encargado de la aplicación del marco legislativo	53
20.2. El Ministerio de Economía	55
20.2.1. Estructura del Ministerio de Economía	56
20.2.2. Funciones del Ministerio de Economía.	56
20.3. El Consejo de Seguridad Nuclear.	57
20.3.1. Funciones del Consejo de Seguridad Nuclear	57
20.3.2. Estructura del Consejo de Seguridad Nuclear	58
20.3.3. Formación	59
20.3.4. Calidad	60
20.3.5. Mejora de la eficiencia reguladora	60
20.3.6. Plan de Orientación Estratégica	61
20.3.7. Financiación	62
20.3.8. Personal	63
20.3.9. Investigación y desarrollo (I+D)	63
20.3.10. Política de información al público del CSN	64
20.4. Valoración del cumplimiento.	65
SECCION F. OTRAS DISPOSICIONES GENERALES RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD.	67
ARTICULO 21. RESPONSABILIDAD DEL TITULAR DE LA LICENCIA	69
21.1. Preceptos legales que asignan la responsabilidad primordial al titular	69
21.2. Organización del titular con respecto a la seguridad	70
21.3. Responsabilidad por daños nucleares	71
21.4. Actividades de control regulador.	72
21.5. Valoración del cumplimiento.	73
ARTICULO 22. RECURSOS HUMANOS Y FINANCIEROS	73
22.1. Disponibilidad y calificación de recursos humanos.	73
22.2. Disponibilidad de recursos financieros.	74
22.3. Valoración del cumplimiento.	75
ARTICULO 23. GARANTIA DE CALIDAD	75
23.1. Requisitos reglamentarios	75
23.2. Programa de garantía de calidad en la gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos	76
23.3. Actividades de control regulador.	78
23.4. Valoración del cumplimiento.	78
ARTICULO 24. PROTECCION RADIOLOGICA OPERACIONAL.	78
24.1. Protección de los trabajadores	79
24.1.1. Medidas adoptadas para asegurar que la exposición a las radiaciones se mantenga al nivel más bajo que sea razonablemente alcanzable.	79

24.1.2. Medidas adoptadas para asegurar que ningún trabajador sea expuesto, en situaciones normales, a dosis de radiación que superen las prescripciones nacionales de limitación de dosis y para que se tengan debidamente en cuenta las normas de protección radiológica internacionalmente aprobadas.	80
24.2. Protección del público	83
24.2.1. Limitación de las descargas en las instalaciones nucleares	84
24.2.2. Verificación del cumplimiento de los límites de descarga	86
24.2.3. Control de las descargas	86
24.2.4. Descargas no planificadas o no controladas	88
24.3. Valoración del cumplimiento.	88
ARTICULO 25. PREPARACION PARA CASOS DE EMERGENCIA	88
25.1. Resumen de las leyes, reglamentos y requisitos referentes a la planificación y preparación ante situaciones de emergencia	88
25.1.1. Norma Básica de Protección Civil	89
25.1.2. Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN)	89
25.1.3. Ley de creación del CSN	89
25.1.4. Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas	90
25.1.5. Real Decreto de creación de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA)	90
25.2. Aplicación de las medidas de preparación para emergencias, incluido el papel del organismo regulador y otras entidades	90
25.2.1. Clasificación de las situaciones de emergencia.	90
25.2.2. Plan de la instalación nuclear de gestión de desechos radiactivos para casos de emergencia en su emplazamiento, con inclusión de organismos y sistemas de apoyo.	91
25.2.3. Respuesta y preparación del CSN ante situaciones de emergencia.	91
25.3. Capacitación y entrenamiento: Simulacros y ejercicios	92
25.4. Arreglos en el plano internacional, incluso con los países vecinos, según sea necesario	93
25.5. Valoración del cumplimiento	93
ARTICULO 26. CLAUSURA.	94
26.1. Esquema regulador del desmantelamiento y de la clausura	94
26.2. Organización y responsabilidades en el desmantelamiento	95
26.3. Transferencia de titularidad para el desmantelamiento de centrales nucleares	96
26.4. Financiación del desmantelamiento	96
26.5. Protección radiológica y emergencias durante el desmantelamiento.	96
26.6. Archivo documental para el desmantelamiento y clausura	97
26.7. Valoración del cumplimiento.	97
SECCION G. SEGURIDAD DE LA GESTION DEL COMBUSTIBLE GASTADO	99
ARTICULO 4. REQUISITOS GENERALES DE SEGURIDAD	101
4.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de condiciones subcríticas y la remoción del calor	101
4.2. Medidas para asegurar que la generación de los residuos radiactivos debida a la gestión del combustible gastado se mantenga al nivel más bajo posible	104
4.3. Medidas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado.	105

4.4. Medidas para la protección de las personas, la sociedad y el medio ambiente	107
4.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado	108
4.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para las generaciones presentes.	109
4.7. Medidas par evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras.	110
4.8. Valoración del cumplimiento	110
ARTICULO 5. INSTALACIONES EXISTENTES	110
5.1. Descripción general de las instalaciones existentes.	111
5.1.1. Características generales de las piscinas de las centrales nucleares	111
5.1.2. Descripción del almacén de contenedores de la C.N. Trillo y de los contenedores actualmente autorizados para su uso	112
5.2. Medidas de seguridad asociadas a la modificación de diseño de las piscinas para el aumento de su capacidad del cambio de bastidores de las piscinas	114
5.3. Revisión de la seguridad de las instalaciones existentes.	115
5.3.1. Actuaciones generales en el marco de la política de revisión de las centrales nucleares	115
5.3.2. Revisiones de seguridad específicas llevadas a cabo en las piscinas	116
5.3.3. Revisiones asociadas a incidentes operativos de las piscinas	117
5.3.4. Previsiones de revisiones futuras.	118
5.4. Valoración del cumplimiento	119
ARTICULO 6. EMPLAZAMIENTO DE LAS INSTALACIONES PROYECTADAS	119
6.1. Previsión de nuevas instalaciones de gestión de combustible gastado	119
6.2. Descripción del procedimiento para otorgar licencias	119
6.2.1. Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad	120
6.2.2. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante	121
6.2.3. Disposiciones de ejecución para el cumplimiento de los mencionados criterios.	122
6.3. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones	123
6.4. Arreglos de carácter internacional	123
6.5. Valoración del cumplimiento	124
ARTICULO 7. DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE LAS INSTALACIONES	124
7.1. Proceso de concesión de la autorización de construcción	125
7.2. Proceso de autorización para las modificaciones de una instalación	126
7.3. Tecnologías utilizadas para el almacenamiento de combustible gastado	127
7.3.1. Almacenamiento en piscinas.	127
7.3.2. Almacén de contenedores de C.N. Trillo.	128
7.4. Valoración del cumplimiento	128
ARTICULO 8. EVALUACIÓN DE LA SEGURIDAD DE LAS INSTALACIONES.	128
8.1. Requisitos legales y reglamentarios.	128
8.2. Proceso de licenciamiento de las instalaciones existentes	129
8.2.1. Aplicación a las piscinas de las centrales nucleares	129

8.2.2. Procedimiento para el licenciamiento del almacén de contenedores de la C.N. Trillo	130
8.2.3. Aprobación del diseño de los contenedores	130
8.3. Marco general de los análisis y las evaluaciones de seguridad	131
8.4. Valoración del cumplimiento	132
ARTICULO 9. OPERACIÓN DE INSTALACIONES	133
9.1. Licencia de operación	133
9.1.1. Piscinas de almacenamiento de combustible gastado	133
9.1.2. Almacenamiento de combustible gastado en seco (C.N. Trillo)	135
9.2. Límites y condiciones que regulan la operación	136
9.3. Procedimientos relacionados con el almacenamiento de combustible gastado	137
9.4. Apoyos técnicos	138
9.5. Notificaciones	138
9.6. Experiencia operativa	139
9.7. Clausura	139
9.8. Valoración del cumplimiento	139
ARTICULO 10. ALMACENAMIENTO DEFINITIVO DEL COMBUSTIBLE GASTADO	140
SECCION H. SEGURIDAD DE LA GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS.	141
ARTICULO 11. REQUISITOS GENERALES DE SEGURIDAD.	143
11.1. Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor	143
11.2. Medidas adoptadas para asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible	144
11.3. Medidas adoptadas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos	146
11.4. Medidas para prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente	148
11.4.1. Medidas generales	148
11.4.2. Límites y condiciones que se imponen a las instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad	149
11.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de residuos radiactivos	150
11.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para la generación presente	151
11.7. Medidas adoptadas para procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras	153
11.8. Valoración del cumplimiento	154
ARTICULO 12. INSTALACIONES EXISTENTES Y PRÁCTICAS EN EL PASADO	154
12.1. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la instalación de El Cabril.	154
12.1.1. Revisiones periódicas de la seguridad	154
12.1.2. Actividades reglamentarias de control de la seguridad y protección radiológica en el C.A. El Cabril.	156
12.1.3. Programas de vigilancia y control	156
12.2. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la gestión de los residuos de media y baja actividad en las instalaciones nucleares españolas	157

12.2.1. Tratamiento y acondicionamiento de los residuos radiactivos de baja y media actividad	157
12.2.2. Almacenamiento temporal de los residuos radiactivos de baja y media actividad	158
12.2.3. Seguridad en la gestión de los residuos de muy baja actividad susceptibles de gestión convencional mediante su desclasificación	159
12.3. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la gestión de los residuos de baja y media actividad en las instalaciones radiactivas españolas	162
12.4. Prácticas anteriores relacionadas con la gestión de los residuos de baja y media actividad	164
12.5. Valoración del cumplimiento	164
ARTICULO 13. EMPLAZAMIENTO DE LAS INSTALACIONES PROYECTADAS	164
13.1. Previsión de nuevas instalaciones de gestión de residuos radiactivos	164
13.1.1. Residuos de baja y media actividad (RBMA).	164
13.1.2. Residuos de alta actividad (RAA)	165
13.2. Descripción del procedimiento para otorgar licencias	165
13.2.1. Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad.	165
13.2.2. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante	169
13.2.3. Disposiciones de ejecución para el cumplimiento de los mencionados criterios	169
13.3. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones	170
13.4. Arreglos de carácter internacional	171
13.5. Valoración del cumplimiento	172
ARTICULO 14. DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE LAS INSTALACIONES	172
14.1. Proceso de concesión de la autorización de construcción	173
14.2. Disposiciones técnicas para la clausura de instalaciones de gestión de residuos radiactivos	175
14.3. Disposiciones técnicas para el cierre de la instalación de disposición final de residuos radiactivos	176
14.4. Tecnologías utilizadas para la gestión de residuos radiactivos	177
14.4.1. Centrales nucleares.	177
14.4.2. Centro de El Cabril	177
14.5. Valoración del cumplimiento	178
ARTICULO 15. EVALUACIÓN DE LA SEGURIDAD DE LAS INSTALACIONES	178
15.1. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad	178
15.2. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los desechos radiactivos de baja y media actividad	179
15.3. Medidas adoptadas antes de la operación de instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad	180
15.4. Valoración del cumplimiento	181
ARTICULO 16. OPERACIÓN DE LAS INSTALACIONES	181
16.1. Permiso de explotación. Límites y condiciones operacionales	181
16.1.1. Gestión de residuos en instalaciones nucleares	182
16.1.2. Instalación de disposición final de residuos radiactivos	183
16.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas.	185

16.3. Experiencia operativa	186
16.3.1. Instalaciones nucleares	186
16.3.2. Centro de almacenamiento de El Cabril	187
16.4. Disponibilidad de servicios de ingeniería y apoyo técnico.	188
16.5. Procedimientos para la caracterización y segregación de residuos	190
16.6. Notificación de incidentes	191
16.7. Valoración del cumplimiento	192
ARTICULO 17. MEDIDAS INSTITUCIONALES DESPUÉS DEL CIERRE	192
17.1. Custodia documental	192
17.2. Periodo de cumplimiento tras la clausura o cierre de dichos almacenamientos	193
17.3. Previsión de futuros controles institucionales	193
17.4. Previsiones de posibles intervenciones de remedio	194
17.5. Valoración del cumplimiento	194
SECCION I. MOVIMIENTOS TRANSFRONTERIZOS	195
ARTICULO 27. MOVIMIENTOS TRANSFRONTERIZOS	197
27.1. Desarrollo normativo	197
27.2. Experiencia en España	199
27.3. Valoración del cumplimiento	199
SECCION J. FUENTES SELLADAS EN DESUSO	201
ARTICULO 28. FUENTES SELLADAS EN DESUSO	203
28.1. Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final se efectúe de manera segura.	203
28.2. Readmisión en territorio español de fuentes selladas en desuso	205
28.3. Valoración del cumplimiento	205
SECCION K. ACTIVIDADES PLANIFICADAS PARA MEJORAR LA SEGURIDAD	207
K.1. PLAN PARA EL DESARROLLO NORMATIVO EN RELACIÓN CON LA SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD.	209
K.2. PLAN PARA EL DESARROLLO NORMATIVO EN RELACIÓN CON LA SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS DE ALTA ACTIVIDAD	210
K.3. DESARROLLO E IMPLANTACIÓN DE LOS PLANES DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS EN LAS INSTALACIONES PRODUCTORAS	210
K.4. ACTUACIONES PARA MEJORAR LA CAPACIDAD GENERAL DE RESPUESTA A EMERGENCIAS NUCLEARES.	212
SECCION L. ANEXOS	213
A) Lista de Instalaciones de gestión de combustible gastado.	215
B) Lista de instalaciones de gestión de residuos radiactivos	216
C) Lista de instalaciones nucleares en proceso de clausura y desmantelamiento	217
D) Inventario de combustible irradiado.	218
E) Inventario de residuos radiactivos.	219
F) Referencias a leyes nacionales, regulaciones, reglamentos y guías	220
G) Referencias a informes oficiales nacionales e internacionales relacionados con la seguridad.	225
H) Referencias a informes de misiones internacionales de examen realizadas a petición de una Parte Contratante.	226

<i>I) Actividades de minería y concentrados de uranio</i>	<i>227</i>
<i>I.1. Instalaciones existentes y situación actual</i>	<i>227</i>
<i>I.2. Normativa y criterios de clausura aplicados</i>	<i>228</i>
<i>I.3. Breve descripción de los proyectos de desmantelamiento y clausura</i>	<i>230</i>
<i>J) Artículo 25. Organización del CSN para situaciones de emergencia.</i>	<i>235</i>
<i>K) Organigramas</i>	<i>239</i>
<i>K.1. Organigrama del Ministerio de Economía</i>	<i>239</i>
<i>K.2. Organigrama del CSN.</i>	<i>240</i>
<i>K.3. Organigrama de ENRESA.</i>	<i>241</i>
<i>L) Siglas y abreviaturas utilizadas.</i>	<i>242</i>

Sección A

Introducción

A.1. Presentación del informe

El presente documento constituye el Primer Informe Nacional de España para dar cumplimiento a lo establecido en el artículo 32 de la Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos, hecha en Viena el 5 de septiembre de 1997. Dicha Convención, que fue firmada por España el 30 de junio de 1998 y ratificada el 11 de mayo de 1999, entró en vigor el 18 de junio de 2001.

Este Informe será examinado en la reunión de revisión de las Partes Contratantes prevista en el artículo 30 de esta Convención, que comenzará el 3 de noviembre de 2003, según lo acordado en la reunión preparatoria celebrada con arreglo al artículo 29, que tuvo lugar del 10 al 12 de diciembre de 2001.

En la elaboración de este informe han participado el Ministerio de Economía (MINECO), el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA) y la Asociación Española de la Industria Eléctrica (UNESA).

La información y datos en él contenidos se refieren a los disponibles a 31 de diciembre de 2002, salvo cuando expresamente se especifique otra cosa.

El Informe se ha redactado teniendo en cuenta el documento del OIEA INFCIRC/604 "Directrices relativas a la forma y estructura de los informes nacionales" adoptado por las Partes Contratantes de conformidad con artículo 29 de la Convención. El orden y la agrupación del articulado por secciones siguen fielmente lo establecido en dicho documento y el contenido se ha intentado ajustar a las directrices indicadas en la medida de lo posible.

Al final del apartado correspondiente a cada artículo se realiza una valoración del cumplimiento en España de los requisitos establecidos en el mismo y en la [Sección K](#) se identifican aquellos aspectos que se considera que se necesitan ser mejorados y las medidas que se pretende adoptar en este sentido.

En el presente Informe se ha utilizado la terminología de la Convención, salvo en aquellos apartados en que se indiquen expresamente las precisiones correspondientes. A efectos de concordancia con la normativa española, se ha optado por el uso preferente del término "residuo radiactivo" como sinónimo del vocablo "desecho radiactivo" en su acepción recogida en el Art. 2 de esta Convención.

Concretamente, conviene señalar que lo que en la Convención se considera bajo el nombre genérico de "instalación nuclear", en la legislación española se corresponde, y así

está considerado a lo largo de este Informe, no sólo con aquellas instalaciones que en ella se denominan “instalaciones nucleares” -que incluye centrales nucleares, reactores nucleares, fábricas de combustible nuclear, instalaciones de tratamiento de sustancias nucleares e instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares-, sino también con aquellas otras que en la legislación española se califican como “instalaciones radiactivas”, cuando en éstas se produzca, manipule o almacene material radiactivo.

A.2.

La gestión del combustible gastado y la gestión de los residuos radiactivos en España

El combustible gastado que España tiene que gestionar es el procedente de la operación de los nueve reactores nucleares actualmente existentes, ubicados en siete emplazamientos, que constituyen otras tantas centrales nucleares, cuyos datos generales se indican en la siguiente tabla.

Unidad	Emplazamiento (Provincia)	Potencia eléctrica (MW)	Tipo	Año entrada servicio
José Cabrera	Almonacid de Zorita (Guadalajara)	160	PWR	1968
Sta. M ^a . De Garoña	Valle de Tobalina (Burgos)	466	BWR	1971
Almaraz I	Almaraz (Cáceres)	973	PWR	1981
Almaraz II		983	PWR	1983
Ascó I	Ascó (Tarragona)	1.028	PWR	1983
Ascó II		1.027	PWR	1985
Cofrentes	Cofrentes (Valencia)	1.025	BWR	1984
Vandellós II	L´ Hospitalet del Infant (Tarragona)	1.087	PWR	1987
Trillo	Trillo (Guadalajara)	1.066	PWR	1988
Total		7.815		

Actualmente, el combustible gastado de estas centrales nucleares se encuentra almacenado en las piscinas existentes en las mismas, salvo en el caso de la central de Trillo que, además, cuenta con un almacén en seco construido en el emplazamiento de la central.

En este momento no existen ningún proyecto de construcción de central nuclear en España.

En lo que se refiere a actividades de desmantelamiento, actualmente se está llevando a cabo el de la central nuclear Vandellós I. Esta central funcionó desde 1972 hasta 1989 y su desmantelamiento se autorizó en 1998. El combustible gastado de esta central fue en su día enviado a Francia para su reprocesamiento. También se encuentran en fase de desmantelamiento los reactores de investigación Argos (1963-1977) y Arbi (1962-1974) ubicados en Barcelona y Bilbao, respectivamente.

Asimismo y por lo que se refiere a residuos radiactivos, España tiene que gestionar, fundamentalmente, los que se generan en las siete centrales nucleares existentes, los procedentes del desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I, los resultantes del reprocesamiento del combustible de esta central, que volverán a España en el futuro, y los que se generan en la fábrica de combustible nuclear de Juzbado (Salamanca), así como los procedentes de las 1.308 instalaciones autorizadas en España, a 31 de diciembre de 2001, para la utilización de material radiactivo.

La instalación principal de gestión de residuos radiactivos en España es la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de media y baja actividad de El Cabril, situado en la provincia de Córdoba. Asimismo, cuentan con instalaciones de acondicionamiento de residuos radiactivos cada una de la centrales nucleares, la fábrica de combustible de Juzbado y el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat).

A. 3. La seguridad en la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos en España

En términos generales, se puede decir que la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos comprenden una serie de etapas, todas ellas relacionadas entre sí, que van desde la generación hasta su disposición final. El emplazamiento, diseño, construcción, operación, clausura, cierre y etapa posterior al cierre de las instalaciones que cubren las distintas etapas de la gestión han de cumplir con los objetivos de protección de la sociedad y del medio ambiente contra los riesgos radiológicos. Los requisitos de seguridad aplicables deben, por una parte, ser proporcionales a la magnitud del riesgo y, por otra, tener en cuenta el periodo de tiempo en el que perdura este riesgo. El marco temporal es particularmente relevante para las instalaciones de almacenamiento definitivo, ya que el riesgo radiológico existe, no sólo durante el periodo de operación de la instalación, sino también después del cierre en función de la tipología de residuos almacenados.

Esta consideración precisamente marca la diferencia entre la seguridad aplicable a la gestión de residuos y combustible gastado en su conjunto y el resto de instalaciones del ciclo del combustible nuclear, lo cual ha de ser tenido en cuenta necesariamente en el marco legal aplicable y su correspondiente desarrollo reglamentario, con especial incidencia en la asignación de responsabilidades, sistema de financiación y estándares de seguridad.

Tal como se expone en este Primer Informe Nacional, en la actualidad España cuenta con una estructura administrativa, un marco reglamentario, una asignación de responsabilidades y un sistema de financiación que permiten afirmar que la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos se lleva a cabo en condiciones de seguridad. Aunque hasta la fecha no se ha desarrollado una reglamentación específica en aquellos aspectos que afectan fundamentalmente al largo plazo, si se han definido por las autoridades reguladoras en el proceso de licenciamiento de aquellas instalaciones que lo han requerido.

Si bien, como se indica en la [Sección K](#), en la actualidad se han puesto en marcha una serie de iniciativas con el objeto de completar el marco reglamentario, particularmente en lo relativo a los aspectos a tener en cuenta en la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos a largo plazo, en términos generales, se considera que el sistema actual español cumple con los requisitos establecidos en la Convención.

Sección B

Políticas y prácticas

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el Artículo 32 párrafo 1 de la Convención. El informe nacional tratará sobre las políticas y prácticas de gestión de combustible gastado y residuos radiactivos, así como de los criterios empleados para definir y clasificar por categorías los residuos radiactivos.

Para dar respuesta a esta obligación y al tratarse del primer informe, se incluye no sólo una descripción a grandes rasgos de la política y las prácticas de gestión tanto del combustible gastado como de los residuos radiactivos, incluyendo su clasificación, sino también una descripción del sistema organizativo y de financiación establecidos en España.

B.1. Aspectos organizativos y de financiación

España cuenta con una infraestructura significativa para la gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, desde el punto de vista administrativo, técnico y económico-financiero. Desde el punto de vista administrativo, existe una organización, basada en un marco legislativo relativamente amplio y desarrollado acorde con la evolución de los requisitos reguladores internacionales, que contempla y recoge las principales responsabilidades de las distintas partes participantes en el proceso (Figura 1: Marco Institucional).

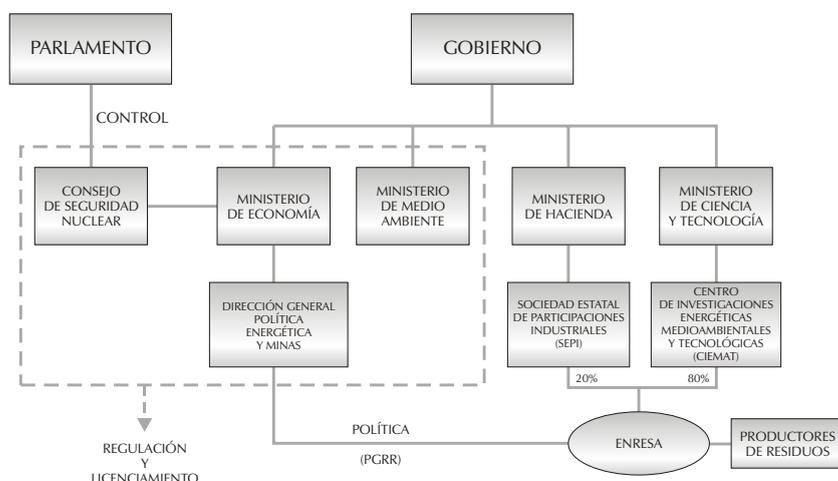


Figura 1. Marco Institucional

- ✓ El Ministerio de Economía (MINECO) desempeña el papel principal en el control de las actividades nucleares, siendo el organismo responsable de la concesión de los correspondientes permisos y licencias. El Gobierno es responsable asimismo de la definición de la política en materia de la gestión de los residuos radiactivos y el combustible nuclear gastado. Una descripción más detallada sobre sus funciones y organización viene dada en la Sección E, [apartado 20.1](#).
- ✓ El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) tiene la responsabilidad exclusiva en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Toda licencia otorgada por el MINECO está sujeta a un informe obligatorio y vinculante del CSN. Igualmente, más información sobre sus funciones y organización viene dada en la Sección E, [apartado 20.1](#).
- ✓ El Ministerio del Medio Ambiente (MIMA) participa en el proceso de licenciamiento formulando la Declaración de Impacto Ambiental, en colaboración con el CSN en aspectos radiológicos, de acuerdo con la normativa vigente (Sección E, [punto 19.1.2.](#))
- ✓ La Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA) es responsable de la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado. Se trata de una empresa estatal, creada por Real Decreto en 1984, participada por Ciemat, un centro de investigación nacional que depende del Ministerio de Ciencia y Tecnología y la Sociedad Española de Participaciones Industriales (SEPI) que depende del Ministerio de Hacienda. Las responsabilidades de ENRESA vienen descritas en la Sección E, [apartado 19.5](#).
- ✓ Los principales productores de residuos en España son las 7 centrales nucleares (CC.NN.) con sus nueve reactores, la Fábrica de Combustible de Juzbado, Salamanca, (propiedad de ENUSA, empresa pública que realiza actividades de minería de uranio y fabricación de elementos de combustible), Ciemat y las 1.308 instalaciones radiactivas (II.RR.) autorizadas a 31 de diciembre de 2001.

Desde el punto de vista técnico y económico, las estrategias y acciones a desarrollar en las distintas áreas de actuación de la gestión de los residuos radiactivos están recogidas en los Planes Generales de Residuos Radiactivos (PGRR).

Las empresas propietarias de reactores de producción de energía eléctrica, y, en general, los titulares de instalaciones nucleares y radiactivas que trabajan con sustancias radiactivas, quedan obligadas, de acuerdo con el Real Decreto 1899/1984, del 1 de agosto, a contar con instalaciones especiales para almacenamiento, transporte y manipulación de los residuos radiactivos o a establecer, mediante contrato o cualquier título válido en Derecho, la utilización de instalaciones especiales de empresas debidamente autorizadas. Este R.D. autoriza a ENRESA a realizar estas actividades y establece, en el artículo 5º, que los contratos que ésta lleve a cabo con las instalaciones nucleares y radiactivas se realizarán en base a los siguientes principios:

- a) El plazo del contrato se extenderá hasta el final de la vida de las instalaciones, incluyendo su desmantelamiento.
- b) La contraprestación económica de los servicios realizados adoptará una de las tres modalidades posibles: precios, unos como porcentaje sobre el valor de las producciones de concentrados de uranio y de elementos combustibles y otros como porcentaje sobre la recaudación por venta de energía eléc-

trica, o facturación a los generadores de residuos radiactivos en la utilización de radioisótopos en la industria, medicina, agricultura e investigación.

Desde el punto de vista económico-financiero, existe, por tanto, un sistema que garantiza la financiación de los costes de la gestión de los residuos radiactivos, cuya base principal radica en la generación de unos fondos por anticipado, a lo largo de la vida operativa de las centrales nucleares, que se recaudan mediante la aplicación de cuotas porcentuales sobre el total de la facturación por venta de energía eléctrica. Para los demás productores de residuos (ENUSA, Ciemat y las II.RR.), el sistema de financiación se basa en una contraprestación económica por los servicios prestados, mediante el pago de las tarifas establecidas. Los precios se fijan con acuerdo a unos criterios establecidos en un Contrato Tipo aprobado por el antiguo Ministerio de Industria y Energía. En el [apartado 22.2](#) de la Sección F de este informe se detalla con más profundidad el sistema de financiación.

Por lo tanto, existe un sistema consolidado que ha permitido a España llevar a cabo la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado, mediante el despliegue de los recursos necesarios.

B.2. Plan General de Residuos Radiactivos

El Real Decreto que autoriza la creación de ENRESA requiere que la empresa elabore anualmente un Informe sobre sus actividades para su aprobación por el Gobierno, a través de la Dirección General de Política Energética y Minas del MINECO. Este informe incluye una descripción de las actuaciones en el ejercicio anterior y una versión revisada del PGRR. Este Plan es un documento básico que describe las estrategias y las principales acciones en las distintas áreas de responsabilidad. Es un documento propuesto por ENRESA anualmente, elevado por el Ministerio de Economía al Gobierno para su aprobación, en su caso, informándose posteriormente al Parlamento.

El PGRR actualmente en vigor es el 5º, aprobado en julio de 1999. El Plan contiene la generación actual y prevista de residuos radiactivos y combustible gastado, enfoques técnicos y aspectos económicos y financieros, y constituye el marco de referencia para las estrategias nacionales de gestión de combustible gastado y residuos radiactivos.

B.3. Clasificación de residuos radiactivos

La última revisión de la definición de residuo radiactivo aparece recogida en la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, y se define como "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 (actualmente, Ministerio de Economía), previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear."

La clasificación de residuos radiactivos en España, de acuerdo con la Serie de Seguridad Nº. 111-G-1.1 del OIEA "Clasificación de residuos radiactivos. Guía de Seguridad. Viena, 1994" y la Recomendación de la Comisión Europea del 15 de septiembre de 1999 sobre un sistema de clasificación para residuos radiactivos sólidos (1999/669/EC,

EURATOM), en la práctica consta de dos categorías principales basadas en la opción de almacenamiento definitivo prevista o aplicada. Estas categorías son las siguientes:

✓ Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA)

Incluye todos los residuos susceptibles de ser almacenados en la instalación existente de El Cabril, y que cumplen por tanto los requisitos de aceptación aprobados por las Autoridades Reguladoras, el CSN y el MINECO. Con acuerdo a la presente autorización de explotación, los RBMA son aquellos cuya actividad se debe principalmente a la presencia de radionucleidos emisores beta o gamma, de periodo de semidesintegración corto o medio (inferior a 30 años) y cuyo contenido en radionucleidos de vida larga es muy bajo y se encuentra limitado.

✓ Residuos de Alta Actividad (RAA)

Incluye todos los residuos no susceptibles de ser almacenados en la citada instalación de El Cabril y para los cuales la vía de almacenamiento definitivo prevista es un almacén geológico profundo.

La tabla 1 presenta la clasificación simplificada de los residuos radiactivos en España, considerando su nivel de actividad específica inicial y el periodo de semidesintegración de los radionucleidos mayoritarios. Se indica también la situación actual de sus vías de gestión en España.

Debe subrayarse que, por sus características muy específicas y los métodos de acondicionamiento, los estériles de la minería y producción de concentrados de uranio se tratan por separado. El [Anexo I](#) de la Sección L de este informe describe la situación de las actividades de minería y fabricación de concentrados de uranio en España.

B.4. Generación de combustible gastado y residuos radiactivos

El 5º PGRR recoge la situación de las instalaciones de almacenamiento existentes en España diferenciando las cantidades de residuos de baja y media actividad (RBMA), procedentes de las centrales nucleares, la fábrica de elementos de combustible de Juzbado y las II.RR., y el combustible gastado generado por las centrales nucleares.

Tabla 1

Periodo radiactivo Actividad inicial	Vida corta y media Principales elementos <30 a	Vida larga Principales elementos >30 a
Muy Baja (RMBA)	En estudio almacenamiento superficial	Estabilización in situ en los emplazamientos mineros.
Baja y Media (RBMA)	Almacenamiento en superficie existente: C.A. El Cabril.	En estudio según el 5º PGRR
Alta (RAA)	En estudio según el 5º PGRR	

A 31 de diciembre de 2001, los RBMA almacenados en España ascendían a unos 29.000 m³, de los cuales 22.000 se encuentran ya en la instalación de El Cabril. En cuanto al combustible gastado, 2.735 tU están almacenadas en las piscinas de los reactores.

Para propósitos de cálculos económicos y planificación, el 5º PGRR se basa en las siguientes hipótesis: no se consideran reactores nuevos, una vida de servicio de las CC.NN. de 40 años, ciclo abierto y el inicio de los trabajos de desmantelamiento completo de las CC.NN. actualmente en operación a partir de 3 años desde su parada definitiva. El volumen total estimado de RBMA acondicionados a gestionar en España asciende a unos 190.000 m³ y el volumen total equivalente de combustible gastado generado, basado en el tipo de contenedor supuesto para el almacenamiento definitivo, se estima en unos 10.000 m³ (6.750 tU más unos 80 m³ de residuos vitrificados de Vandellós I). A esta última cantidad habría que añadir, de forma conservadora, los residuos tecnológicos surgidos del desmantelamiento de las centrales nucleares y otros que, a la vista de sus características, no se podrían almacenar junto con los RBMA, tales como los residuos procedentes del reproceso del combustible gastado de la C.N. Vandellós I, determinadas fuentes, etc. También habrá que considerar las pequeñas cantidades de materiales fisionables recuperados durante el reproceso del combustible de la central de Sta. María de Garoña, enviado al Reino Unido antes de 1983. Para propósitos de cálculo, el volumen total estimado de estos otros residuos asciende a unos 5.000 m³.

B.5. Políticas de gestión del combustible gastado

De acuerdo con el Plan Energético Nacional (PEN) aprobado por el Gobierno en 1983, la empresa pública responsable de la gestión de los residuos radiactivos consideraría como residuo, en principio, el combustible irradiado procedente de los reactores nucleares de agua ligera, sin abordar su reprocesado.

Esta afirmación es la única referencia al tratamiento del combustible gastado como residuo radiactivo, aunque el motivo de la misma era establecer una política de ciclo abierto (sin reproceso) para el ciclo del combustible nuclear. Las hipótesis básicas en que se sustentaba el Primer PGRR, aprobado en 1987, se basaban en el antes citado PEN 1983-1992: "El combustible gastado procedente de las centrales nucleares se considerará un residuo de alta actividad, sin abordar su reproceso, con la excepción del generado por la C.N. Vandellós I, que se envía a Francia para dicho tratamiento".

Sin embargo, el 5º PGRR, aprobado en julio de 1999, distingue claramente entre el combustible gastado (CG) y los RAA, y establece que, en cuanto al combustible gastado, hay que referirse a las posibilidades existentes de su gestión directa como tal (ciclo abierto) o su reproceso para la recuperación de los materiales fisionables y reutilizarlo como combustible nuevo (ciclo cerrado). El reproceso en el extranjero es una opción que todavía se considera abierta, aunque el único combustible gastado reprocesado hasta la fecha ha sido el generado por la C.N. Vandellós I, enviado a Francia, y algunas cantidades enviadas por las CC.NN. José Cabrera y Sta. M^a de Garoña, antes de 1983, al Reino Unido.

Para propósitos de cálculo económico y de planificación, el 5º PGRR está basado en el escenario del ciclo abierto.

En cuanto a la gestión directa del combustible gastado, habría que distinguir también entre dos aspectos: el almacenamiento temporal y la gestión definitiva.

El objetivo del almacenamiento temporal es proporcionar una capacidad suficiente para albergar todo el combustible gastado generado por las centrales nucleares españolas hasta disponerse de una solución definitiva. La estrategia se basa en un enfoque por pasos compuesto de las siguientes fases:

- ✓ Máximo aprovechamiento del espacio existente en las piscinas de las centrales nucleares, mediante el cambio de los bastidores en la medida en que sea técnica y económicamente factible.
- ✓ Complementar la capacidad de almacenamiento de las piscinas, según sea específicamente necesario, mediante tecnologías de almacenamiento en seco, hasta que se disponga de una instalación centralizada de almacenamiento temporal.
- ✓ Construir una instalación centralizada de almacenamiento temporal donde acumular todo el combustible gastado y almacenar todos los residuos radiactivos de vida larga no susceptibles de ser enviados a la instalación de almacenamiento de RBMA existente, junto con los residuos retornados por el reprocesado de CG español en el extranjero.

En lo que se refiere a la gestión definitiva del combustible gastado, los RAA y los residuos de vida larga, los distintos PGRR han contemplado el almacenamiento en formaciones geológicas profundas como la solución para esta clase de materiales, dicho lo cual habría que subrayar que el 5º PGRR actualmente en vigor aplaza toda decisión sobre una solución definitiva hasta el año 2010. Mientras tanto, el trabajo deberá continuar por dos vías de progreso: el almacenamiento en formaciones geológicas profundas (AGP) y la utilización de nuevas tecnologías tales como la separación y la transmutación (S-T), que atraen una creciente atención en la mayoría de los países, impulsando el seguimiento y una participación adecuada en los principales programas internacionales. De esta forma, a la luz de los resultados obtenidos, se deberá plantear al Gobierno en esa fecha la información necesaria para la toma de decisiones y la capacidad básica para llevarlas a cabo.

Por lo tanto, a día de hoy se ha tomado la decisión de interrumpir las actividades relacionadas con la búsqueda de emplazamientos para una futura instalación de almacenamiento geológico profundo en España, de mantener las capacidades tecnológicas desarrolladas hasta la fecha y de adaptar las actividades de I+D a los nuevos enfoques.

Deberá subrayarse que cualquier acción emprendida en este campo requerirá unas muy amplias campañas de comunicación, destinadas a facilitar al público toda la información que sea necesaria. Esto es especialmente importante dado el alto nivel de sensibilidad social hacia todo tema relacionado con los residuos radiactivos.

B.6.

Prácticas en materia de combustible gastado

En el 5º PGRR se hace una distinción entre las soluciones tecnológicas a aplicar en los ámbitos temporal y definitivo, y que, en algunos aspectos, supone un cambio de enfoque significativo respecto a lo indicado en el Plan anterior, al estimarse necesario actualmente un período de análisis previo al establecimiento detallado de las estrategias y acciones necesarias en este campo.

Actualmente el combustible gastado de las centrales nucleares se almacena en sus piscinas. Estas piscinas están ubicadas en un edificio anexo a la contención o ubicadas dentro del edificio del reactor.

En España se han emprendido acciones para aumentar la capacidad de almacenamiento temporal del combustible gastado, tales como el cambio de los bastidores de las piscinas de las CC.NN. Estas acciones implicaban el cambio de los bastidores de almacenamiento anteriores por unos más compactos.

A pesar de esta mayor capacidad de almacenamiento, las piscinas de algunas centrales se saturarán antes del final de su vida operativa prevista (ver Tabla 2).

Este problema se presenta primero en la C.N. Trillo, por lo que se ha construido una instalación en el emplazamiento para el almacenamiento de su combustible gastado en contenedores metálicos desarrollados para el transporte y almacenamiento del mismo en seco.

Otras cuatro centrales tendrán que enfrentarse progresivamente al mismo problema a partir de 2013, unido a la necesidad de retirar el combustible de las piscinas de la C.N. José Cabrera para proceder a su desmantelamiento. Otro factor a tener en cuenta es el retorno desde Francia, a partir del año 2010, de los residuos de alta actividad procedentes del reproceso del combustible de la C.N. Vandellós I, así como el retorno, en fecha aún no determinada, de las pequeñas cantidades de materiales fisionables recuperados en el reproceso del combustible gastado de la C.N. Santa María de Garoña, enviado al Reino Unido antes de 1983. También habrá que considerar otros tipos de residuos y determinadas fuentes gastadas que, por sus características, no pueden almacenarse en la instalación de El Cabril, y para los cuales se requerirá una instalación de almacenamiento temporal para el período que sea necesario. A la vista de lo anterior, la estrategia se basa en disponer de una instalación centralizada de almacenamiento temporal para el año 2010, aunque ésta se podría complementar con instalaciones individuales en determinadas centrales nucleares, o con una instalación centralizada que sirviera a varias centrales.

TABLA 2
Capacidades de las piscinas de combustible gastado antes y después del cambio de los bastidores (CB)

Central Nuclear	Año inicio de explotación	Final vida de diseño (40 años)	Capacidad total (Nº de elementos combustibles) – RNC ^a		Año de saturación	
			Antes de CB	Después de CB	Antes de CB	Después de CB
José Cabrera	1968	2008	241	479	1999	—
Sta. M ^a Garoña	1970	2010	1327	2209	1998	2015
Almaraz I	1980	2020	455	1647	1992	2021
Almaraz II	1983	2023	455	1647	1993	2022
Ascó I	1983	2023	431	1264	1993	2013
Ascó II	1985	2025	431	1264	1995	2014
Cofrentes	1984	2024	2414	3912	2000	2014
Vandellós II	1988	2028	415	1437	1997	2021
Trillo	1988	2028	415	628	1996	2003

^a Neto – sin contabilizar la capacidad de la Reserva de Núcleo Completo (RNC) – en las posiciones del combustible

Teniendo en cuenta el aplazamiento hasta el año 2010 de las decisiones sobre la gestión definitiva del combustible gastado y de los RAA, el Plan actualmente en vigor propone, adaptándose a este nuevo marco temporal, las siguientes líneas de acción:

- ✓ De momento no se llevarán a cabo más actividades de búsqueda de emplazamientos. Los únicos trabajos a realizar en esta área se referirán al mantenimiento y sintetización de la información geológica disponible para su uso en las evaluaciones de seguridad y del comportamiento y a su preparación para el momento en que se vuelva a iniciar el proceso de búsqueda de emplazamientos. En los planes anteriores se identificó un número suficiente de zonas del territorio nacional como áreas válidas, desde el punto de vista geológico, para albergar un almacenamiento geológico profundo.
- ✓ Los Planes anteriores incluían diseños básicos no específicos a un determinado emplazamiento para un repositorio geológico profundo en granito, sal y arcilla, así como las herramientas y metodologías básicas para la evaluación del comportamiento y análisis de la seguridad de las instalaciones. Los únicos trabajos que se prevén en lo referente al diseño se relacionan con la consideración del concepto de la recuperabilidad de los residuos.
- ✓ Las evaluaciones de la seguridad seguirán desempeñando un papel importante en el programa de los RAA, integrando la información geológica, el diseño del repositorio y los datos del programa de I+D, y se utilizarán para ilustrar la evolución del repositorio, guiar las actividades de I+D y optimizar el diseño de las instalaciones.
- ✓ Los Planes de I+D han servido para desarrollar parcialmente las tecnologías básicas para la caracterización del emplazamiento y para modelizar los procesos relevantes correspondientes a las barreras tecnológicas a utilizar para la evaluación de la seguridad de las instalaciones. El nuevo Plan de I+D incluirá la investigación en el área de S-T, además de esfuerzos continuos en materia de almacenamiento geológico. Se promoverá la colaboración internacional en materia de laboratorios subterráneos y S-T.

B.7.

Políticas de gestión de residuos radiactivos

Dado que los RAA y de larga vida se han tratado en las secciones anteriores asociadas al CG, en este apartado se hace referencia únicamente a la política de gestión de los residuos de baja y media actividad (RBMA), que son básicamente los que, según se definen en la autorización de explotación de la instalación, cumplen con los criterios de aceptación para ser almacenados en el centro de El Cabril, ya que la política establecida para otros residuos que por sus características, en cuanto a actividad y período de semidesintegración, no se almacenan en El Cabril ha sido descrita en el [apartado B.5](#).

Conviene señalar el sistema de gestión específico que se va a implantar para algunas corrientes de residuos procedentes de la operación de la C.N. Vandellós I y que no pueden ser almacenados actualmente en El Cabril, como son grafitos, estribos, etc. procedentes de las camisas de su combustible y que estaban ubicados en unos silos en el emplazamiento. La política de gestión establecida es almacenarlos temporalmente dentro del edificio del reactor considerando el período de latencia de unos 25 años antes del inicio de la última etapa de desmantelamiento.

El modelo adoptado para la gestión de los residuos de baja y media actividad (RBMA), contemplado en el primer PGRR de 1987, se basa en el desarrollo de un sistema integrado, de forma que la normativa básica va seguida por la generación de los criterios de aceptación de los residuos, la caracterización de los mismos y el diseño y operación de los centros para su almacenamiento definitivo. La estrategia parte de la selección de un modelo de almacenamiento, que albergará aquellos residuos que cumplan con los criterios de aceptación.

La política de gestión de este tipo de residuos en España tiene como base fundamental la instalación de El Cabril. En torno a ella, se dispone de un sistema integrado de gestión que incluye la retirada, transporte, tratamiento y acondicionamiento de los residuos así como una información precisa de su inventario, caracterización radiológica y verificación de la calidad, todo ello compatible con el tipo de almacenamiento definitivo utilizado. En relación con la caracterización y aceptación de residuos para su posterior almacenamiento en El Cabril, la política establecida se basa en el cumplimiento de las Especificaciones Técnicas y los criterios de aceptación que la autorización de Explotación de El Cabril referencia.

La instalación de El Cabril ha sido diseñada y construida para cumplir con dos objetivos fundamentales: asegurar la protección inmediata y diferida de las personas y del medio ambiente, utilizando para esta última un sistema de barreras múltiples, y permitir la libre utilización del emplazamiento tras un periodo de una duración máxima de 300 años. Otro objetivo básico adoptado en el Proyecto El Cabril fue la incorporación del concepto de una posible recuperación de los residuos, si las circunstancias lo aconsejan.

Desde finales de 1992, los RBMA están siendo almacenados en las instalaciones de El Cabril, de acuerdo con los límites y condiciones establecidas en los sucesivos permisos de explotación de la instalación.

El conjunto de actuaciones a realizar en cada una de las etapas, dependiendo del origen y características de los residuos, es lo que configura la gestión de los RBMA en España. La política de gestión de este tipo de residuos se basa en una clara definición de responsabilidades entre los productores de residuos y ENRESA, y, dentro de los primeros, distinguiendo entre, por un lado, las centrales nucleares y la fábrica de elementos combustibles de Juzbado, y, por otro, el Ciemat, las II.RR. y otros pequeños productores.

La política actual de gestión de los RBMA se centra en la racionalización y posible mejora de los distintos procesos implicados y su adecuación a situaciones futuras. Dentro de estas actuaciones conviene destacar las enfocadas a optimizar las capacidades disponibles, entre ellas algunos programas puestos ya en marcha como la reducción de volumen en las centrales nucleares, gracias a un esfuerzo conjunto entre los operadores y ENRESA, y en el que ya se han obtenido resultados muy satisfactorios, y otras medidas que están siendo estudiadas como la gestión específica de los residuos de muy baja actividad, incluyendo un análisis de la generación previsible de esta subcategoría de residuos, manteniéndose como aspecto de vital importancia la desclasificación de materiales radiactivos, entre los que destacan los provenientes del desmantelamiento.

En esta línea, el sistema de desclasificación, más detalladamente explicado en el [apartado 12.2.3.](#) de la Sección H, se configura como una autorización administrativa precedido de un proceso de toma de decisiones con respecto a la gestión posterior de estos materiales residuales, sin restricciones radiológicas.

B.8.

Prácticas en materia de gestión de residuos radiactivos

Como en el apartado anterior, las prácticas que aplican a la gestión de aquellos residuos que no pueden almacenarse en el centro de El Cabril viene descrita en el [apartado B.6](#).

La gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad se basa en la instalación de El Cabril. Este emplazamiento fue una antigua propiedad del Estado en la provincia de Córdoba en la que se explotó mineral de uranio hasta finales de los años 1950. Desde los años 1960, se estuvo almacenando los RBMA generados por las II.RR. en una mina y otros almacenes temporales, hasta el año 1985 en que, tras construirse tres módulos de almacenamiento prefabricados de hormigón, se empiezan a trasladar los residuos ubicados en las antiguas instalaciones y recepcionando nuevas expediciones. Cuando se crea ENRESA en 1984 ésta asume la responsabilidad de la gestión de los RBMA y su prioridad fue la mejora y ampliación de las instalaciones de El Cabril. La realización del denominado Proyecto Cabril, cuyo diseño se basa en el cumplimiento de unos objetivos y criterios de seguridad de ausencia de impacto significativo sobre el hombre o el medio ambiente durante el tiempo requerido, culminó en octubre de 1992 con la concesión del primer permiso de explotación provisional, iniciándose una nueva etapa en el campo de la gestión de los RBMA. Posteriormente, después de la concesión de otro permiso provisional de explotación en 1996 con una validez de cinco años, ENRESA obtuvo en octubre de 2001 la autorización de explotación de esta instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana con validez hasta que se complete el volumen disponible para el almacenamiento en las celdas existentes.

La instalación se compone de tres partes diferenciadas: los módulos de almacenamiento temporal existentes previamente, la zona de almacenamiento definitivo y la zona de edificios, formada principalmente por el edificio de acondicionamiento y laboratorio de verificación de la calidad y los edificios auxiliares, incluido un almacén transitorio. El centro tiene capacidad, por tanto, para el tratamiento de los residuos de II.RR. y ciertos residuos de centrales o de incidentes, la reducción de volumen de los residuos compactables, el acondicionamiento de los residuos generados en la propia instalación y la inmovilización de los bultos de residuos en contenedores de hormigón, previamente a su almacenamiento. Para la reducción de volumen, la instalación cuenta con una compactadora de bidones de 1.200 toneladas de fuerza, y para el acondicionamiento, un sistema de inyección de mortero de inmovilización de los bultos o compactados en contenedores de hormigón y una planta para su fabricación.

El tratamiento y acondicionamiento previo de los RBMA, excepto en el caso de las II.RR., son responsabilidad del productor, el cual debe generar unos bultos que satisfagan los criterios de aceptación definidos por ENRESA para su posterior acondicionamiento y almacenamiento definitivo en El Cabril, y recogidos en los contratos tipo establecidos con ellos. Para las II.RR., el tratamiento y acondicionamiento de los residuos se lleva a cabo en las instalaciones de El Cabril, ya que dado el gran número de productores y sus diferentes características, no justifica que cada uno de ellos disponga de tales instalaciones. Estas constan de medios técnicos para la clasificación, trituración, segregación y ensacado de residuos así como de un incinerador para el tratamiento de los residuos biológicos y orgánicos, aunque también se tratan en él otras corrientes de residuos de la propia instalación o de las CC.NN. (p.ej. aceites).

Las centrales nucleares cuentan con sistemas de tratamiento de sus residuos radiactivos. Los líquidos una vez concentrados por las operaciones de purificación se desecan

en plantas especiales para reducir su volumen final o se solidifican con cemento, en bidones de 220 l principalmente. El procedimiento de acondicionamiento que se realiza con los residuos provenientes del tratamiento de los residuos gaseosos, elementos filtrantes y de adsorción, se basan en la inmovilización en cemento o en la precompactación, al igual que para los residuos radiactivos sólidos. El único elemento conglomerante que se utiliza actualmente es el cemento. Estos bidones acondicionados con cemento o precompactados son almacenados provisionalmente en los almacenes temporales de las CC.NN. hasta su retirada por ENRESA.

Es importante señalar las actuaciones conjuntas de ENRESA y UNESA, Asociación Española de la Industria Eléctrica, para la disminución de volumen de residuos radiactivos generados durante la operación de las CC.NN., habiéndose conseguido ya un 50% de reducción desde el inicio de los trabajos en 1995 con respecto a la producción de entonces. Estas actividades han ido enfocadas a la minimización del residuo por medio de mejoras en los procesos de segregación, descontaminación y desclasificación, reordenación de drenajes y en la optimización del tratamiento y acondicionamiento del residuo.

En la fábrica de combustible de Juzbado (Salamanca), propiedad de ENUSA, sus residuos radiactivos (residuos tecnológicos) son precompactados, en el caso de residuos compresibles, o directamente almacenados en bidones de 220 l. Estos bidones que se generan son almacenados temporalmente en sus instalaciones hasta la retirada por ENRESA.

Dentro de las instalaciones nucleares, hay que señalar el caso particular de las instalaciones del Ciemat, ya que se consideran de acuerdo a las Resoluciones de la D.G. de la Energía de 15 de julio de 1980 y 3 de febrero de 1993 como instalación nuclear única el conjunto de instalaciones nucleares y radiactivas existentes en el antiguo Centro de Energía Nuclear "Juan Vigón". Este centro del Ciemat, según recoge la Resolución de 1993, está formado por 17 II.RR. operativas más 7 instalaciones paradas, 5 nucleares y 2 radiactivas, en fase de desmantelamiento. Según el contrato establecido con ENRESA, el Ciemat como productor de residuos envía estos residuos al centro de El Cabril, pero tiene autorización para acondicionar residuos sólidos radiactivos en una de sus instalaciones y para almacenar temporalmente material radiactivo y estos residuos, además de apoyar con su laboratorio a ENRESA en la caracterización de RBMA.

De acuerdo con la Resolución de fecha 24 de octubre de 1996 de la D.G. de la Energía del Ministerio de Industria y Energía, la instalación radiactiva (IR-17) "Acondicionamiento de Residuos Sólidos Radiactivos" está constituida por plantas de acondicionamiento y servicios auxiliares, almacén de bultos, y un almacén de maquinaria y fabricación de embalajes, y las actividades a desarrollar son: acondicionamiento de RBMA generados en el Ciemat o gestionados por ENRESA, recepción y almacenamiento de fuentes de Ra-226 intervenidas por orden de la D.G. de la Energía, y ubicación provisional de fuentes u otro material radiactivo dentro de embalajes de transporte, que cumplan con los requisitos establecidos en el Reglamento Nacional sobre el Transporte de Mercancías Peligrosas por Carretera (TPC), y, a efectos de su ubicación, estos bultos podrán ser alojados en el interior de bidones de 220 l. Según lo estipulado en esta Resolución, el Ciemat presentó antes de finales de 1999 un plan de gestión de las fuentes y material radiactivo ubicado provisionalmente, que contempla la salida de la instalación de los mismos.

El Ciemat como productor de residuos en su relación con ENRESA mantiene un contrato para la retirada de los residuos que produce, y a los efectos de su gestión la metodología de aceptación aplicada es la misma que a los residuos procedentes de CC.NN..

Además de estas líneas de generación de residuos radiactivos, desde 1998 existe en España otra más a tener en cuenta en la estrategia de gestión de RBMA, la procedente del desmantelamiento de la C.N. Vandellós I. El Plan de Desmantelamiento, preparado por ENRESA, responsable de la clausura y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas en España, incluye un plan de gestión de materiales cuyo objetivo prioritario es reducir al mínimo el volumen de residuos, convencionales o radiactivos, hallando para el resto una utilidad ya sea en el propio emplazamiento o en el exterior. Esto conlleva la necesidad de implantar un sistema que garantice el correcto destino de las aproximadamente 296.000 toneladas de materiales a generarse durante el nivel 2 de desmantelamiento, llevando un control exhaustivo de todos los materiales procedentes del emplazamiento para segregar aquellos que puedan gestionarse convencionalmente de los que deban ser controlados y gestionados como residuos radiactivos. Para los materiales procedentes de las partes activas, zonas con implicaciones radiológicas, ENRESA ha establecido un plan de actuación basado en cinco controles preceptivos que aplica tanto a equipos y componentes como a las estructuras y paramentos de los edificios que los acogían candidatos a la desclasificación.

A finales de 2002, el desmantelamiento de Vandellós I había generado del orden de 1.500 toneladas de RBMA de los que cerca de 1.150 ya han sido enviadas a El Cabril en diversos tipos de embalajes, entre los que mayoritariamente se ha utilizado el contenedor metálico de transporte (CMT), con capacidad de 1.320 l, licenciados para su disposición final en las celdas de almacenamiento de El Cabril una vez inmovilizados en los contenedores de hormigón. Además, se ha adecuado el sótano del edificio que protege el reactor para almacenar, en contenedores diseñados específicamente, los residuos radiactivos de operación que por su actividad actual no pueden llevarse a la instalación de El Cabril (como grafitos, estribos, etc.).

El transporte es responsabilidad de ENRESA, desarrollándolo bien con medios propios en el caso de la retirada de los generados en las II.RR. o bien a través de compañías especializadas en el caso de los residuos acondicionados. Hasta que se produce la retirada, los RBMA se almacenan temporalmente en las instalaciones que los productores tienen autorizadas en sus emplazamientos. Los programas de retirada y transporte de los RBMA a las instalaciones de El Cabril se elaboran basándose en las producciones previstas y la capacidad del centro de El Cabril.

La caracterización de los residuos es una etapa importante de la gestión por cuanto permite la verificación de su calidad y la determinación de la actividad de los bultos, a través de los correspondientes ensayos. Para dar apoyo a estas actividades de aceptación y caracterización así como de verificación técnica de bultos se dispone en El Cabril de un laboratorio de verificación, dispuesto en dos edificios (laboratorio activo e inactivo).

Fuera del marco contractual indicado anteriormente, hay una serie de residuos, tales como los pararrayos radiactivos, detectores iónicos de humo, algunas fuentes, etc., que por sus características requieren una gestión especial, así como aquellos otros procedentes de chatarras contaminadas, residuos sin propietario, etc. En el caso más significativo de los pararrayos radiactivos, la estrategia adoptada fue el envío de los mismos a Reino Unido para el reciclaje del isótopo correspondiente, dándose por terminada la retirada masiva y envío a finales de 1996, aunque anualmente se siguen retirando unas 800 unidades.

Disponer de un centro para la gestión definitiva como El Cabril ha demostrado su importancia para hacer frente a la gestión de los RBMA procedentes de incidentes radiológicos en el reciclaje de chatarras. En 1998 se produjo un incidente de fusión de una fuente radiactiva de cesio 137 en una acería española que llevo consigo la contamina-

ción del horno y de otras plantas auxiliares. ENRESA se hizo cargo de los residuos radiactivos generados, obteniendo permiso, primero, para almacenar estos residuos sólidos en El Cabril y, posteriormente, para implantar el Plan de Actuación, que prevé la construcción de un edificio para la manipulación y trituración de los residuos tipo lodos, inertizados, tierras y refractario para su incorporación al mortero de inmovilización, tratándose el resto de los residuos generados (plásticos, trapos, piezas metálicas, etc.) conforme a la gestión ya establecida. El mismo procedimiento se aplicará a los residuos procedentes de otro incidente similar acaecido en el 2001.

Sección C

Ámbito de aplicación

Esta sección comprende los requisitos previstos en el artículo 3 de la Convención sobre el ámbito de aplicación.

Para el caso de España el alcance de esta Convención incluye lo siguiente:

1. El combustible gastado procedente de la operación de las centrales nucleares de generación eléctrica y de los reactores de investigación y formación.
2. Los residuos radiactivos procedentes del ciclo de combustible nuclear, así como los residuos derivados de la aplicación de radioisótopos en la industria, la agricultura, la investigación y la medicina, u originados como consecuencia de actividades del pasado, incidentes y accidentes en los que intervienen materiales radiactivos.
3. Las descargas de las instalaciones nucleares y radiactivas.

Algunas cantidades de combustible gastado se han enviado históricamente al extranjero para su reprocesado, por lo que los distintos productos a devolver al país se considerarán en el alcance de aplicación.

Los materiales radiactivos que contienen radioisótopos naturales procedentes de prácticas dentro del ciclo del combustible nuclear se incluyen en el alcance de la aplicación para los propósitos de esta Convención. (Los datos relativos a las actividades de minería y a la fabricación de concentrados de uranio se tratan en el [Anexo I](#), Sección L).

Los materiales radiactivos con radioisótopos naturales generados de prácticas ajenas al ciclo del combustible nuclear no se incluyen en el alcance de la aplicación para los propósitos de esta Convención.

España, parte del Tratado de No Proliferación de Armas Nucleares, no cuenta con residuos radiactivos ni combustible gastado procedentes de programas militares o de defensa.

Sección D

Inventarios y listas

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el artículo 32 párrafo 2 de la Convención. El informe nacional incluirá información sobre instalaciones de gestión de combustible gastado y de gestión de residuos radiactivos, así como sobre inventarios tanto de combustible gastado como de residuos radiactivos con referencia a categorías de residuos claramente definidas.

D.1. Instalaciones de gestión del combustible gastado

Las únicas instalaciones de gestión del combustible gastado existentes en España son las utilizadas para el almacenamiento de dicho combustible en las piscinas de las centrales nucleares, además en la C.N. Trillo se ha construido un almacén en seco para complementar la capacidad existente en su piscina. El [Anexo A](#), Sección L, incluye una lista de estas instalaciones, su ubicación, propósito y características principales. Más información acerca de las centrales nucleares españolas se encuentra disponible en el primero y segundo informes relativos a la Convención de Seguridad Nuclear, que pueden ser consultados en la página web del Consejo de Seguridad Nuclear: www.csn.es.

Los nuevos bastidores, diseñados para mantener el conjunto en condiciones subcríticas, son de acero inoxidable borado y las piscinas se han dividido en dos regiones: una, para el combustible fresco y el combustible irradiado sin límite de quemado y con una reserva de capacidad igual a un núcleo y espacio para el almacenamiento de otros componentes, y otra, para el combustible irradiado, donde se tiene en cuenta el grado de quemado. Los sistemas de refrigeración y purificación del agua de las piscinas se han adaptado al aumento de la carga térmica que supuso el cambio de bastidores.

El almacén en seco del combustible gastado de la C.N. Trillo puede albergar 80 contenedores especialmente diseñados para el combustible de esta central. El contenedor de doble uso, transporte y almacenamiento temporal, denominado DPT ha sido licenciado en España y tiene capacidad para 21 elementos de combustible.

Estas instalaciones de almacenamiento vienen descritas más detalladamente en el [apartado 5.1.](#) de la Sección H.

D.2. Inventario del combustible gastado

Actualmente el combustible gastado se almacena en las piscinas de las centrales nucleares y, además, en el caso de la C.N. Trillo, en un almacenamiento en seco que se ha construido en dicha central y que empezó a operar en el 2002.

El [Anexo D](#), Sección L, muestra el inventario de combustible irradiado en España a 31 de diciembre de 2001.

D.3. Instalaciones de gestión de residuos radiactivos

En España existen siete centrales nucleares con nueve reactores en operación, más otra central en fase de clausura. También relacionada con la primera parte del ciclo de combustible nuclear existe una fábrica de elementos de combustible en Juzbado y actividades relacionadas con la minería y concentrados del uranio. En actividades de investigación hay que contar con la instalación nuclear del Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat), que engloba tanto instalaciones nucleares como radiactivas. En cuanto a la segunda parte del ciclo, se cuenta con la instalación centralizada de El Cabril para el almacenamiento temporal y definitivo de residuos de baja y media actividad (RBMA). Además, las 1.308 instalaciones autorizadas, a 31 de diciembre de 2001, son productoras en potencia de residuos radiactivos a pequeña escala, constituyendo éstas los llamados “pequeños productores”.

Dada la definición de “Instalación de Gestión de Residuos Radiactivos” del artículo 2 de la Convención, los “pequeños productores” no se incluyen en el alcance de esta lista de instalaciones, toda vez que sus residuos radiactivos son recogidos y procesados por ENRESA en las instalaciones de El Cabril. Por lo tanto, las instalaciones de gestión de residuos radiactivos son las siguientes:

- ✓ CC.NN. (instalaciones de proceso y almacenamiento temporal)
- ✓ Fábrica de combustible (instalaciones de proceso y almacenamiento temporal)
- ✓ Ciemat (instalaciones de proceso y almacenamiento temporal)
- ✓ Instalación de almacenamiento definitivo de residuos de baja y media actividad de El Cabril

No se ha incluido la C.N. Vandellós I como instalación de gestión de residuos radiactivos por ser una instalación nuclear en fase de desmantelamiento, por tanto incluida en la [subsección D.5.](#), aunque está previsto dejar en el emplazamiento durante la siguiente fase de latencia los residuos radiactivos no susceptibles de ser almacenados en la instalación de El Cabril.

Como se ha explicado en la [Sección B.8](#) sobre prácticas de gestión de los residuos radiactivos, las instalaciones de tratamiento de las centrales nucleares suelen consistir en plantas de tratamiento de sus residuos líquidos, por desecado o inmovilización en cemento, tratamiento de sus residuos sólidos por precompactación o inmovilización en cemento. Las instalaciones de El Cabril cuentan con un incinerador y una compactadora, así como con un sistema de acondicionamiento de todos los residuos radiactivos que se reciben procedentes de pequeños productores o se generan en la operación de la propia instalación, previamente a su disposición final en celdas.

El [Anexo B](#), Sección L, contiene la lista de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos, incluyendo su ubicación, propósito y principales características.

El [Anexo I](#), Sección L, también relaciona las instalaciones de minería y concentrados del uranio.

D.4. Inventario de residuos radiactivos

El [Anexo E](#)., Sección L, muestra el inventario de residuos radiactivos a 31 de diciembre de 2001.

D.5. Instalaciones en fase de clausura

La única central nuclear en España en fase de clausura, entendiendo tal según se define en el apartado b) del artículo 2 de la Convención, es la C.N. Vandellós I. Esta central de tecnología francesa es la primera y única del tipo grafito-gas construida en España. Entró en explotación comercial en 1972 y estuvo operando hasta el 19 de octubre de 1989 cuando se produjo un incendio en un grupo turboalternador principal. A raíz de este accidente y por Orden Ministerial de 27 de noviembre de 1989, se suspendió temporalmente la operación a potencia de la central. Posteriormente, se acordó la suspensión de su operación con carácter definitivo, mediante Orden Ministerial de 31 de julio de 1990. Por Resolución de la Dirección General de la Energía de 27 de noviembre de 1992 se aceptó la alternativa propuesta por ENRESA para el Plan de Desmantelamiento y Clausura (PDC). El proyecto de desmantelamiento permitirá liberar parcialmente el emplazamiento, dejando prácticamente el cajón del reactor, y después de un período de espera de unos 25 años se empezará con el desmantelamiento hasta liberar completamente el emplazamiento. Este Plan fue presentado en mayo de 1994, obteniéndose en 1997 el informe favorable del CSN y la Declaración de Impacto Ambiental y en enero de 1998 la autorización para la ejecución del proyecto.

Existen en España otras instalaciones nucleares de investigación también en fase de desmantelamiento, como los dos reactores experimentales tipo "Argonauta", Argos (Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, Universidad Politécnica de Cataluña (UPC), en Barcelona) y Arbi (Laboratorios de Ensayos e Investigaciones Industriales (Labein) en Bilbao), y un reactor tipo piscina, JEN-1 (Ciemat, en Madrid).

Los reactores Argos (1963-1977) y Arbi (1962-1974) son reactores térmicos heterogéneos proyectados inicialmente para operar intermitentemente a una potencia térmica de 10 kW. Fueron diseñados para funcionar de una forma segura y flexible, a baja potencia, en centros de investigación y para formación de personal cualificado, y utilizaban uranio con enriquecimiento mínimo del 20%, en elementos tipo placa con vaina de aluminio. Moderados por agua ligera y grafito, utilizaban también grafito como reflector y estaban refrigerados por agua ligera a presión y temperatura ambiente y eran controlados mediante barras de cadmio. La similitud tanto de diseño como de operación hacen que las condiciones de seguridad y protección radiológica de sus respectivos desmantelamientos sean también semejantes.

Se dieron por finalizadas sus actividades al no poder cumplir con los nuevos requisitos administrativos fijados por el anterior Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (Decreto 2869/1972, de 21 de julio). En 1987, ambos titulares iniciaron las ges-

tiones oportunas para proceder a la clausura de los reactores, cuya primera actuación fue la retirada de sus elementos combustibles ocurrida en 1992. La UPC obtuvo la autorización para llevar a cabo el desmantelamiento de su reactor por Orden Ministerial de 20 de abril de 1998, otorgada por el Ministerio de Industria y Energía, mientras que a La-bein le fue otorgada el 14 de mayo de 2002. Ambos proyectos no precisan de Declaración de Impacto Ambiental de acuerdo con las características de los reactores y de su historial de funcionamiento, corroborado por los cálculos teóricos y las medidas experimentales realizadas, y en base a lo dispuesto en el Real Decreto Ley 9/2000 de Evaluación de Impacto Ambiental.

Los dos proyectos de desmantelamiento tienen por objetivo clausurar las instalaciones y liberar el emplazamiento de cualquier restricción radiológica, y por tanto, su libre disposición de uso. El desmantelamiento del reactor Argos está en curso de realización, no habiéndose iniciado las operaciones para el Arbi. Para obtener la declaración de clausura, una vez concluidas las operaciones, los titulares han de presentar un informe final de desmantelamiento, un informe radiológico final y un informe sobre la salida de materiales desclasificados.

Por lo que respecta al JEN-1(1958-1984), la situación es distinta ya que se encuentra incluido en el conjunto de instalaciones existentes en el Ciemat, que cuenta con una autorización como instalación nuclear única. Además del reactor JEN-1 (IN-01), en el Ciemat hay otras tres instalaciones nucleares: un almacén de residuos líquidos RAA-MTR (IN-07), celdas calientes metalúrgicas (IN-04) y una planta de desarrollo de elementos combustibles para reactores de investigación (IN-03), y dos instalaciones radiactivas (II.RR.): una planta de acondicionamiento de residuos líquidos (IR-16) y la planta M-1 de reproceso de elementos combustible de reactores de investigación (IR-18), que se encuentran en situación de parada definitiva.

El Centro Juan Vigón empezó a funcionar en los años 50 formando parte de la antigua Junta de Energía Nuclear (JEN) y, de acuerdo con la Resolución de la Dirección General de la Energía de 15 de julio de 1980, se consideraba una instalación nuclear única que constaba en aquel entonces de 14 instalaciones nucleares y 38 radiactivas. Con la aplicación de la llamada "Ley de la Ciencia" en 1986 este Centro se transforma en el actual Ciemat, que lleva a cabo una política de parada, descontaminación y modernización de las instalaciones, concluyendo, en una primera fase, con la Resolución de 3 de febrero de 1993 que especifica que la instalación nuclear única está formada por dos grupos: uno formado por 17 II.RR. operativas, y otro grupo de 7 instalaciones, 5 nucleares y 2 radiactivas, paradas en fase de desmantelamiento.

El Ciemat, desde su creación, ha mantenido un programa activo para la continua adaptación de sus instalaciones a sus necesidades y objetivos. El último, denominado Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC), fue aprobado en enero de 2000 para abordar los desmantelamientos de las instalaciones paradas y obsoletas, la modernización de edificios e instalaciones, la rehabilitación de zonas con contaminación residual y el saneamiento de infraestructuras. Las actuaciones sometidas a control regulador son: la descontaminación y recuperación de instalaciones y zonas con contaminación residual de prácticas anteriores, bajo el Proyecto de Rehabilitación, y el desmantelamiento de las instalaciones paradas en fase de clausura, incluyendo la recuperación de terrenos contaminados colindantes, bajo el Proyecto de Desmantelamiento.

Este proyecto de desmantelamiento requiere declaración de impacto ambiental además del cumplimiento de los requisitos de licenciamiento recogidos en el RINR vigente.

Se incluye una lista de las instalaciones en fase de clausura en el [Anexo C](#), Sección L.

Sección E

Sistema legislativo y regulador

Artículo 18. Implementación de las medidas

La gestión de los residuos radiactivos en España se regula mediante el mismo marco legal y reglamentario que el resto de las actividades que entrañan riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes. Como se describe en el artículo siguiente, este marco legal y reglamentario, aplicable a las actividades de gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos, introduce los principios básicos de seguridad nuclear y protección radiológica, fija un sistema de autorizaciones para la operación de instalaciones, recoge las funciones básicas del organismo regulador que tiene encomendado el control institucional de las mismas, define una distribución clara de responsabilidades y establece las medidas coercitivas necesarias para asegurar el cumplimiento de las normas jurídicas pertinentes y de las condiciones impuestas en las correspondientes autorizaciones.

Igualmente importante a la hora de valorar una correcta gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos es determinar si existen los medios económicos necesarios para financiar dicha gestión. En este sentido, desde el punto de vista económico-financiero se dispone de un sistema que garantiza la financiación de los costes de la gestión de los residuos radiactivos, cuya base principal radica en la generación de unos fondos por anticipado, durante la vida operativa de las Centrales Nucleares, que se recaudan a través de una cuota porcentual sobre el total de la facturación por venta de energía eléctrica. Así mismo, las instalaciones radiactivas (I.R.R.), a través de los correspondientes contratos con la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA), garantizan ya en el momento de su puesta en funcionamiento, el sistema para la financiación de la retirada y gestión de los residuos radiactivos generados.

Sin embargo, la propia naturaleza de la gestión segura de los residuos radiactivos, especialmente en el largo plazo, diferencia claramente este tipo de instalaciones del resto, en las que el riesgo asociado tiene su realidad predominantemente en el presente. Debido a esta circunstancia y al hecho de que su ordenación legal no se encuentra plasmada en un marco específico y armónico, se han manifestado aspectos concretos de su regulación que o bien no se encuentran explícitamente recogidos o resultaba difícil su interpretación legal y reglamentaria. De hecho, el marco regulador se ha ido completando a medida que se han ido planteando nuevos retos reguladores en la práctica ordinaria de la gestión de residuos.

No obstante, al hilo de la ratificación de la Convención, España, a través de sus instituciones, ha expresado su determinación, y se han iniciado las acciones pertinentes, para perfeccionar el marco regulador y normativo relativo a la gestión del combustible gas-

tado y de los residuos radiactivos. Actualmente, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en colaboración con el Ministerio de Economía (MINECO) y de ENRESA, se encuentra trabajando en un Plan de Desarrollo Normativo que, inspirado en los principios generales justificativos de la propia Convención, permita abordar de un modo unitario y sistematizado la problemática determinada por la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos.

En dichos trabajos se está teniendo en cuenta la normativa nacional que resulta de aplicación, la experiencia y normativa internacional, en particular el análisis de aplicabilidad del programa de normas sobre la gestión segura de residuos del OIEA, y todos aquellos elementos que sin reflejo normativo han permitido abordar con éxito aspectos sobrevenidos en las autorizaciones concedidas hasta la fecha para la gestión de residuos radiactivos.

Valoración del cumplimiento

El marco legal actual para instalaciones nucleares es suficiente para garantizar la seguridad de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos en las instalaciones actuales. Se están tomando las medidas necesarias para dar cumplimiento a las obligaciones derivadas de la Convención relacionadas con aspectos propios de las instalaciones implicadas en la gestión de estos materiales, como se indica en la [Sección K](#) de este informe.

Artículo 19. Marco legislativo y regulador

En materia de combustible gastado y residuos radiactivos, España dispone en la actualidad de un marco normativo suficiente para efectuar una gestión segura de los mismos. La Ley sobre Energía Nuclear de 1964, establece la estructura básica del sistema regulador a aplicar y las responsabilidades de los principales agentes implicados; también define principios y criterios básicos de seguridad, a la vez que enuncia los procedimientos para la obtención o retirada de las autorizaciones administrativas exigidas, estableciendo mecanismos de inspección, evaluación y sanción para comprobar que los titulares de las autorizaciones cumplen los requisitos establecidos en las disposiciones legales y reglamentarias. Además, la Ley prevé que la existencia de materiales o residuos radiactivos que no se encuentren bajo la responsabilidad de titulares autorizados deberá ser puesta en conocimiento inmediato de las autoridades competentes.

La Ley sobre Energía Nuclear responsabilizó a la antigua Junta de Energía Nuclear (JEN), creada en 1951 dependiendo del Ministerio de Industria, de verificar el correcto cumplimiento de las normas vigentes y de las condiciones impuestas en las autorizaciones en los temas relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

A medida que se fue desarrollando la utilización de la energía nuclear, se hizo necesaria la creación de distintas Empresas u Organismos que dieran respuesta a las nuevas necesidades surgidas y en este contexto se crean:

- ✓ ENUSA, en 1971, que asumió las funciones relacionadas con la primera parte del ciclo de combustible;
- ✓ CSN, en 1980, como único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, y responsable de los aspectos de control e inspección de las instalaciones nucleares. (Debe tenerse en cuenta, en este

sentido, que la responsabilidad del organismo se extiende a lo que la legislación española denomina “instalaciones radiactivas”, y que no tienen reflejo específico en la Convención, que las agrupa a todas bajo el nombre genérico de instalaciones nucleares);

- ✓ ENRESA, en 1984, para las funciones relacionadas con la gestión y almacenamiento de los residuos radiactivos, incluyendo la del combustible gastado;
- ✓ Ciemat, en 1986, que sustituyó a la JEN.

De este modo el CSN, que se crea por Ley 15/1980, como único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, asume las funciones relacionadas con el control, evaluación e inspección, en tanto que la JEN, convertida a partir de 1986 en el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat), mantiene las actividades relacionadas con la promoción y el fomento de la energía nuclear.

El ordenamiento vigente fija asimismo las responsabilidades de los explotadores u operadores de instalaciones o actividades nucleares en relación con los daños nucleares, estableciendo un sistema de indemnización que se corresponde con los Tratados y Convenciones Internacionales en la materia.

En desarrollo de este régimen fundamental se dictan, entre otros, el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) de 1999, que deroga el de 1972, y el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI) de 2001, que anula y deroga los de 1982, 1987 y 1992 sobre la misma materia.

19.1. Principales disposiciones legales y reglamentarias reguladoras de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos

19.1.1. Constitución y Convenios Internacionales

El derecho español recoge en la Constitución de 1978 los principios fundamentales sobre los que descansa tanto la convivencia, como su organización política y los principios que han de regir el ordenamiento jurídico. Del mismo modo, los tratados internacionales, una vez ratificados por España, pasan a formar parte de nuestro ordenamiento jurídico, de tal modo que derogan las normas vigentes que se les opongan e impiden que tal cosa suceda con las normas futuras. Por estas razones, y en la medida que nuestro ordenamiento jurídico se inspira en ellas, entendemos que deben ser enumeradas a continuación tanto la Constitución española, como los Convenios Internacionales que inciden en el ámbito del derecho nuclear.

Además, España, al adherirse a la denominada “Comunidad Europea de la Energía Atómica (EURATOM)”, en virtud del Tratado de Adhesión firmado el 12 de junio de 1985, quedó obligada a aplicar la normativa dictada por las Instituciones de esta Organización, (básicamente, el Consejo y la Comisión), y por ello, en este Informe se referirán, junto a la normativa española, las normas de cabecera emanadas del EURATOM que España haya aplicado o desarrollado en su marco legal interno.

Constitución española de 1978

La Constitución española, que inspira nuestro ordenamiento jurídico, recoge estos principios en el Capítulo Tercero del Título I bajo la rúbrica “De los principios rectores

de la política social y económica". Tres son, desde la óptica de este informe, los preceptos que han de respetar fundamentalmente los legisladores y gobernantes del Estado a la hora de establecer normas y gestionar sus intereses; el artículo 43, que reconoce el derecho a la protección de la salud de los ciudadanos; el artículo 45, que impone el derecho de todos a disfrutar de un medio ambiente adecuado para el desarrollo de la persona, así como el deber de conservarlo, y el artículo 51, que exige que los poderes públicos garanticen la defensa de los consumidores y usuarios, protegiendo, mediante procedimientos eficaces, la seguridad, la salud y los legítimos intereses económicos de los mismos.

Convención sobre protección física de los materiales nucleares (Viena/Nueva York, 3 de marzo de 1980)

El instrumento de ratificación fue publicado en el Boletín Oficial del Estado de 25 de octubre de 1991.

Convención sobre pronta notificación de accidentes nucleares y asistencia en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica (Viena, 26 de septiembre de 1986).

El instrumento de ratificación fue publicado en el Boletín Oficial del Estado de 31 de octubre de 1989.

Convención sobre seguridad nuclear (Viena, 20 de septiembre de 1994)

El instrumento de ratificación fue publicado en el Boletín Oficial del Estado de 30 de septiembre de 1994.

Convención conjunta sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad en la gestión de los desechos radiactivos (Viena, 5 de septiembre de 1997)

El instrumento de ratificación fue publicado en el Boletín Oficial del Estado de 23 de abril de 2001.

Tratado constitutivo de la Comunidad Europea de la Energía Atómica (EURATOM), suscrito el 25 de marzo de 1957, y ratificado por España, mediante Ley Orgánica 10/1985, de 2 de agosto.

19.1.2. Normas de rango legal

Ley sobre Energía Nuclear (Ley 25/1964, de 29 de abril)

La Ley 25/1964 de Energía Nuclear ha regulado el desarrollo y control de la energía nuclear en España desde su promulgación. La Ley introduce y define conceptos básicos entre los que cabe destacar los siguientes:

- ✓ *Identificación de autoridades y organismos administrativos.* La Ley señala al Ministerio de Industria, hoy Ministerio de Economía, como la autoridad más significativa en la administración de la Ley y a la JEN, hoy CSN, como el organismo técnico de control competente.
- ✓ *Definiciones.* La Ley establece una serie de definiciones a los efectos de su propia regulación entre las que se incluyen la de "Productos o desechos radiactivos" y "Residuo radiactivo".

- ✓ *Régimen de autorizaciones para las instalaciones nucleares, instalaciones radiactivas y tenencia y utilización de materiales radiactivos.* La Ley establece las causas y circunstancias que exigen la obtención de una autorización o permiso específico para el desarrollo, almacenamiento y utilización de materiales radiactivos, fuentes de radiación y combustibles nucleares, así como el sistema de verificación e inspección, que recaen en el CSN.
- ✓ *Medidas de seguridad y protección contra las radiaciones ionizantes.* La Ley tiene por objeto, entre otros, proteger vidas, salud y propiedades contra los peligros derivados de la energía nuclear y de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes y declara que las instalaciones y actividades objeto de autorización deben llevarse a cabo sin riesgo indebido para la salud y seguridad de los trabajadores de las instalaciones y del público en general.
- ✓ *Responsabilidad civil derivada de daños nucleares.* La Ley reconoce que a pesar de las medidas preventivas y de protección se podrían generar daños nucleares a terceros cuya compensación debe estar garantizada mediante pólizas de cobertura y con la intervención del Estado en caso de necesidad.
- ✓ *Infracciones y sanciones administrativas.* La Ley establece las infracciones y sanciones administrativas derivadas de la utilización incorrecta de materiales radiactivos, sustancias nucleares y fuentes de radiación, en especial si de ellos se derivasen daños para las personas.

Todos los aspectos anteriormente reseñados han sido con posterioridad objeto de desarrollo y actualización a través de las correspondientes disposiciones legales y reglamentarias.

Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (Ley 15/1980, de 22 de abril)

Constituye al CSN como único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica e independiente del Gobierno y del resto de la Administración, con competencia para efectuar las inspecciones y evaluaciones necesarias sobre las instalaciones nucleares, a fin de garantizar la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Mediante esta Ley, que ha sido modificada por la Ley 14/1999, el CSN asume todas las funciones relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica que tenía asignada la JEN y además:

- ✓ se establecen sus competencias;
- ✓ se fija la relación del CSN con el Congreso de los Diputados y el Senado y la obligación de informarle anualmente;
- ✓ se crea la estructura colegiada del CSN;
- ✓ se define el nombramiento del Presidente y los consejeros;
- ✓ se establece el régimen de adopción de acuerdos;
- ✓ se crea el Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica;
- ✓ se identifican las autoridades competentes para imponer sanciones y la cuantía de las mismas;
- ✓ se crea la tasa por servicios prestados, mediante la cual se autofinancia el CSN.

Ley de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el CSN (Ley 14/1999, de 4 de mayo)

La Ley de Tasas del CSN, al margen de efectuar una nueva regulación y actualización de las tasas por servicios prestados por el Organismo, supone una ampliación importante de las competencias atribuidas por la Ley de creación originaria, y, entre ellas, le atribuye funciones en orden a reducir el riesgo derivado de la existencia de materiales radiactivos fuera de instalaciones sometidas a la legislación nuclear. Estas actividades están íntimamente ligadas a la existencia de las llamadas fuentes huérfanas, que tienen su origen en la pérdida del control, de forma voluntaria o involuntaria, de una fuente o en la existencia de fuentes con anterioridad a la regulación. Asimismo, faculta al CSN para dictar instrucciones sobre materias técnicas de su competencia.

Por otra parte, a través de esta Ley la entidad autorizada para ello puede, con determinadas condiciones, gestionar los residuos generados como consecuencia de la existencia de material radiactivo fuera de las instalaciones sometidas a la legislación nuclear, con cargo a los rendimientos financieros del fondo destinado a la gestión de los residuos radiactivos procedentes de las instalaciones nucleares.

Finalmente, el CSN es responsable de realizar los estudios, evaluaciones e inspecciones de los planes, programas y proyectos necesarios para todas las fases de la gestión de los residuos radiactivos.

Ley del Sector Eléctrico (Ley 54/1997, de 27 de noviembre)

En la disposición adicional 4ª de esta Ley se establece que el Ministerio de Industria y Energía (hoy Ministerio de Economía), previo informe del CSN, deberá definir los niveles de concentración o contaminación por encima de los cuales un material residual deberá considerarse como residuo radiactivo. Por otra parte, esta Ley modifica y actualiza el régimen sancionador establecido originariamente en la citada Ley sobre Energía Nuclear.

Esta Ley establece las bases para la gestión del fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), es decir, los recursos financieros para la gestión de los residuos radiactivos.

La disposición adicional sexta de esta Ley, que regula con carácter específico el Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, ha sido objeto de nueva redacción mediante la disposición adicional decimocuarta de la Ley 24/2001, de 27 de diciembre, de Medidas Fiscales, Administrativas y del Orden Social (B.O.E. 31/12/2001).

Ley sobre el derecho de acceso a la información en materia ambiental (Ley 38/1995, de 12 de diciembre)

La Ley transpone al ordenamiento jurídico interno la Directiva comunitaria 90/313/CEE, y resulta un instrumento del máximo interés para la participación de los ciudadanos en la toma de decisiones en materia de gestión de residuos radiactivos.

Real Decreto Legislativo sobre Evaluación de Impacto Ambiental (RDL 1302/1986, de 28 de junio), modificado por Ley 6/2001, de 8 de mayo

Esta norma, complementaria de las anteriormente relacionadas, transpone, igualmente, Directivas comunitarias en la materia y atribuye la función de realizar la Evaluación de Impacto Ambiental al titular de las actividades y, al Ministerio de Medio Ambiente, la función de formular la Declaración de Impacto Ambiental. Asimismo, establece el procedimiento aplicable y la participación de las organizaciones ciudadanas en el proceso.

En el caso de actividades relacionadas con instalaciones nucleares, el Ministerio de Medio Ambiente se basa en el dictamen del CSN para formular los aspectos radiológicos de la Declaración de Impacto Ambiental.

19.1.3. Normativa de rango reglamentario

Responde este tipo de disposiciones a la necesidad de desarrollo de las normas legales antes citadas de las que resultan jerárquicamente dependientes. La potestad reglamentaria está atribuida por la Constitución al Gobierno, es decir, a las autoridades administrativas en sentido amplio, y complementan mediante su desarrollo los requisitos establecidos en las leyes. Las normas reglamentarias más significativas son las siguientes:

Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (Aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre)

Este Reglamento constituye la más importante de las normas de desarrollo de la Ley sobre Energía Nuclear. En él se establece el procedimiento de licenciamiento de las instalaciones y actividades nucleares y radiactivas. Define con detalle los tipos y las categorías de las instalaciones y establece, como norma general, que las instalaciones están sometidas a un régimen de autorizaciones que deben ser concedidas por el Ministerio de Industria y Energía (hoy Economía), previo informe del CSN sobre las cuestiones de seguridad nuclear o protección radiológica de la instalación.

Asimismo, el Reglamento regula otro tipo de actividades como la autorización de equipos y aparatos radiactivos, la eliminación y tratamiento de sustancias radiactivas, el transporte de materiales radiactivos, el almacenamiento de combustible gastado, la aprobación de nuevos modelos y diseños, la restauración de minas de uranio, las entidades de prestación de servicios de protección radiológica o la desclasificación y exención de materiales e instalaciones.

Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (Aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio)

El Reglamento constituye el complemento necesario, desde la perspectiva sanitaria, respecto del anteriormente relacionado y supone el otro gran pilar en que descansa el desarrollo de la Ley sobre Energía Nuclear. Transpone parcialmente la Directiva comunitaria 96/29/EURATOM y tiene por objeto establecer las normas relativas a la protección de los trabajadores y de los miembros del público contra los riesgos derivados de la exposición a radiaciones ionizantes.

En él se establecen las normas de protección radiológica en la gestión de residuos y, en concreto, se prevé que su evacuación al medio ambiente sólo pueda hacerse bajo los límites autorizados por el CSN que a su vez deben garantizar que en cualquier circunstancia se cumplirán los límites básicos de protección del individuo.

Real Decreto por el que se autoriza la constitución de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA). (Real Decreto 1522/1984, de 4 de julio).

El Real Decreto de constitución de ENRESA es, sin duda, la norma reglamentaria específica de mayor trascendencia en relación con la gestión de residuos radiactivos en España. Esta disposición asigna a ENRESA distintas funciones que serán objeto de exposición más detallada en el [punto 19.5](#) de este mismo apartado.

Este Real Decreto ha sido actualizado con posterioridad y desarrollado en normas de rango inferior y aplicación específica.

La concreción práctica de los objetivos que este Real Decreto asigna a ENRESA se plasma en los llamados PGRR, que elaborados por la propia ENRESA son objeto de aprobación por el Gobierno cuando este lo considera oportuno. Estos Planes (actualmente se encuentra en vigor el Quinto), incluyen una revisión de todas las actuaciones necesarias y soluciones técnicas aplicables durante el horizonte temporal de actividad de los residuos radiactivos, comprendiendo el estudio económico-financiero actualizado del coste de dichas actuaciones.

Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares (Aprobado por Decreto 2177/1967 de 22 de julio)

Desarrolla la Ley sobre Energía Nuclear y establece la responsabilidad civil por daños nucleares así como la forma de garantía de dicha responsabilidad.

Real Decreto sobre ordenación de actividades en el ciclo del combustible nuclear (Real Decreto 1899/1984, de 1 de agosto)

Este Real Decreto vino a actualizar uno anterior, el 2967/1979 de 7 de diciembre, y confiere a ENRESA la función de gestionar los residuos de la segunda parte del ciclo del combustible y en particular el combustible gastado. Para ello establece la forma de financiación de ENRESA que básicamente se configura en dos vías:

- ✓ un porcentaje sobre la energía eléctrica consumida, que proporcionará el fondo para la gestión de los residuos procedentes de las centrales nucleares, y
- ✓ un precio fijado para la gestión de los residuos radiactivos procedentes de II.RR. que debe ser autorizado por el MINECO.

Como consecuencia de la aprobación de la Ley del Sector Eléctrico 40/1994, derogada por la de 1997, este último Real Decreto fue actualizado mediante el Real Decreto 404/1996, de 1 de marzo, en el que se definen con precisión los mecanismos de gestión y control del fondo para la financiación de las actividades de la segunda parte del ciclo del combustible nuclear.

En todo caso, ENRESA establece en cada caso con los productores de los residuos los correspondientes acuerdos, en los que se determinan las bases de actuación y obligaciones de las partes en relación con la gestión de los mismos.

Reglamento de Evaluación de Impacto Ambiental (Aprobado por Real Decreto 1131/1988, de 30 de septiembre)

Este Reglamento, que ha sufrido modificaciones con posterioridad, desarrolla el Real Decreto Legislativo de evaluación de impacto ambiental estableciendo el procedimiento de evaluación y declaración de impacto ambiental que habrá de seguir la Administración del Estado en todo caso y, con carácter supletorio, algunas de las Comunidades Autónomas en atención a sus competencias en materia medio ambiental.

Real Decreto sobre protección radiológica de los trabajadores externos con riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada (Real Decreto 413/1997)

Este Real Decreto incorpora al ordenamiento jurídico interno la Directiva comunitaria correspondiente. Aunque no específicamente destinado al ámbito de la gestión de residuos, reviste gran importancia en éste al ser desarrolladas la mayoría de estas actividades por entidades colaboradoras.

Real Decreto sobre protección física de los materiales nucleares (Real Decreto 158/1998, de 3 de febrero)

El objeto de esta disposición es establecer un sistema de protección física de los materiales nucleares, basado en la Convención hecha en Viena y Nueva York en 1980 y ratificada por España, miembro del Tratado EURATOM. Desde la perspectiva de la gestión de residuos, el Real Decreto presenta especial incidencia en la gestión del combustible gastado.

Reales Decretos sobre pararrayos radiactivos (Reales Decretos 1428/1986, de 13 de junio y 903/1987, de 10 de julio)

Estos Reales Decretos vinieron a tratar de resolver la situación existente, de hecho desde los años 60, por la incorporación de una pequeña fuente radiactiva a ciertos modelos de pararrayos convencionales para incrementar supuestamente su eficacia. Por este Real Decreto se estableció que los propietarios de un pararrayos radiactivo venían obligados a darlos de alta como instalación radiactiva en un período de dos años o a retirarlos, encargándose a ENRESA la retirada de los pararrayos radiactivos no licenciados.

Real Decreto sobre traslado de residuos entre Estados miembros de la Unión Europea (Real Decreto 2088/1994, de 20 de octubre)

Mediante este Real Decreto se transpone al ordenamiento interno la Directiva comunitaria 92/3/EURATOM, sobre vigilancia y control del traslado de residuos radiactivos a través de los Estados comunitarios, con procedencia o destino tanto dentro como fuera de la Unión Europea, fijando el procedimiento de comunicación y autorización que debe de seguirse para realizarlos.

Reglamento (EURATOM) nº 1493/93, del Consejo, de 8 de junio de 1993, relativo a los traslados de sustancias radiactivas entre Estados miembros (DOCE 19/06/1993)

El Reglamento viene a complementar lo dispuesto en la Directiva 92/3/EURATOM, antes citada, y se aplica a los traslados entre Estados miembros de fuentes selladas y de otras fuentes pertinentes, cuando las cantidades y concentración sean superiores a los valores establecidos en las letras a) y b) del artículo 4 de la Directiva 80/836/EURATOM.

19.1.4. Disposiciones no vinculantes: Guías de seguridad del CSN

El CSN edita *Guías de Seguridad*, que contienen los métodos recomendados por el Organismo desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, con la finalidad de orientar y facilitar a los usuarios la aplicación de la reglamentación nuclear española vigente.

Estas guías no tienen carácter vinculante, es decir, no son de obligado cumplimiento, pudiendo el usuario seguir métodos y soluciones diferentes a los contenidos en las mismas, siempre que estén debidamente justificados.

Actualmente, las Guías de Seguridad están clasificadas en 10 secciones que se corresponden con las principales áreas de competencia del CSN. De estas secciones la número 9 es la que se refiere expresamente a la "Gestión de residuos", la cual cuenta en la actualidad con dos títulos:

- ✓ 9.1 Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de media y baja actividad.

- ✓ 9.2 Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones nucleares y radiactivas.

19.2. Régimen de autorización de instalaciones

19.2.1. Sistema de licenciamiento de las instalaciones

De conformidad con lo dispuesto en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, las instalaciones nucleares requieren para su funcionamiento distintos permisos o autorizaciones administrativas. Fundamentalmente, hemos de referirnos a la "autorización previa o de emplazamiento", la "autorización de construcción", la "autorización de explotación", la "autorización de modificación" y la "autorización de clausura". Cada una de estas autorizaciones requiere de un procedimiento que se encuentra regulado en el propio Reglamento y que, de modo somero, pasamos a exponer.

A) Autorización previa

La autorización previa o de emplazamiento, necesaria para todas las instalaciones nucleares y radiactivas de primera categoría, es un reconocimiento oficial del objetivo propuesto y de la idoneidad del emplazamiento elegido, cuya obtención faculta al titular para solicitar la autorización de construcción de la instalación e iniciar las obras de infraestructura preliminares.

La solicitud de autorización previa ha de acompañar los siguientes documentos:

- ✓ Declaración sobre las necesidades que se tratan de satisfacer, justificación de la instalación y del emplazamiento elegido.
- ✓ Memoria descriptiva de los elementos fundamentales de que consta la instalación, junto con la información básica sobre la misma.
- ✓ Anteproyecto de construcción, que incluye fases y plazos de ejecución y estudio económico previo sobre inversiones financieras y costes previstos.
- ✓ Estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación.
- ✓ Organización prevista por el solicitante para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción.
- ✓ Descripción de las actividades y obras preliminares de infraestructura que pretenden realizarse una vez concedida la autorización previa y antes de solicitar la autorización de construcción.

Recibida la solicitud, la Administración acordará la apertura de un periodo de información pública, publicando en el Boletín Oficial del Estado y en el de la correspondiente Comunidad Autónoma un anuncio extracto en el que se indicarán el objeto y las características principales de la instalación, a fin de que, en los 30 días siguientes al anuncio, las personas y entidades que se consideren afectadas por el proyecto puedan presentar las alegaciones que estimen procedentes.

Durante este proceso, el CSN recibirá copia de toda la documentación presentada por el futuro titular de la explotación y emitirá un dictamen técnico preliminar de seguridad sobre la instalación proyectada.

La Administración competente (MINECO), una vez recibido el informe vinculante del CSN, adoptará la oportuna resolución, concediendo o denegando la solicitud de autorización previa.

B) Autorización de construcción

Esta solicitud, necesaria para todas las instalaciones nucleares y radiactivas de primera y segunda categoría, irá acompañada de la siguiente documentación:

- ✓ Proyecto general de la instalación.
- ✓ Programa de adquisiciones.
- ✓ Presupuesto, financiación, plazo de ejecución y régimen de colaboración técnica.
- ✓ Estudio económico, que actualiza el presentado con la solicitud previa.
- ✓ Estudio preliminar de seguridad, que, a su vez, debe comprender:
 - ⇒ Descripción del emplazamiento y su zona circundante, con datos actuales sobre los parámetros que incidan sobre la seguridad nuclear y la protección radiológica, incluidos los de tipo demográfico, ecológico y usos de suelo y agua, y cuantos datos puedan contribuir a un mejor conocimiento de aquél, así como de los planes de vigilancia y verificación de los parámetros básicos representativos de emplazamiento.
 - ⇒ Descripción de la instalación, en la que se incluyan los criterios seguidos en el diseño de aquellos componentes o sistemas de los que dependa la seguridad de la instalación.
 - ⇒ Análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias.
 - ⇒ Estudio analítico radiológico, que estime teóricamente el impacto radiológico potencial de la instalación sobre la población y el medioambiente.
 - ⇒ Actualización de la organización prevista por el solicitante para supervisar el desarrollo del proyecto y garantizar la calidad durante la construcción.
 - ⇒ Organización prevista para la futura explotación de la instalación y programa preliminar de formación del personal de explotación.
 - ⇒ Programa de vigilancia radiológica ambiental preoperacional, tomando como base las conclusiones obtenidas en el estudio analítico radiológico, que permita el establecimiento del nivel de referencia o fondo radiológico de la zona vigilada.
 - ⇒ Programa de garantía de calidad de la construcción.
 - ⇒ Previsiones tecnológicas, económicas y de financiación del desmantelamiento y clausura.
 - ⇒ Concesiones y autorizaciones administrativas, que hayan de ser otorgadas por otros Ministerios y Administraciones públicas, o los documentos acreditativos de haberlas solicitado con todos los requisitos necesarios.

El CSN recibirá copia de la documentación presentada a lo largo de todo el proceso de autorización. Emitirá el informe preceptivo y vinculante, al que antes se ha hecho referencia, con su evaluación e inspecciones realizadas.

Durante la construcción y el montaje de las instalaciones nucleares, y antes de proceder a la carga de los combustibles o a la admisión de sustancias nucleares en la instalación, el titular de la autorización está obligado a realizar un programa de pruebas prenucleares que acrediten el adecuado comportamiento de los equipos o partes de que consta la instalación, tanto en relación con la seguridad nuclear y la protección radiológica como con la reglamentación industrial y técnica aplicable.

El programa de pruebas prenucleares será propuesto por el titular de la autorización y requerirá la aprobación de la Dirección General de Política Energética y Minas del MINECO, previo informe del CSN. Con independencia de que la ejecución de las pruebas y verificaciones se realizará bajo la responsabilidad del titular de la autorización, la Dirección General antes citada determinará, previo informe del CSN, las pruebas y verificaciones que deberán llevarse a cabo en presencia de la inspección dependiente de los mismos.

Los resultados de las pruebas prenucleares serán presentados a la Dirección General de Política Energética y Minas y al CSN para su análisis antes de que pueda ser concedida la autorización de explotación.

C) Autorización de explotación

Esta autorización, que es de aplicación a las instalaciones nucleares, se concede en dos fases: una provisional (Permiso de Explotación) para que el titular realice un programa de pruebas nucleares y, en función de los resultados de éstas, una definitiva (Permiso de Explotación Definitivo), que faculta al titular a explotar su instalación de acuerdo con sus características técnicas y las restricciones derivadas del programa de pruebas nucleares. Es práctica común que las instalaciones operen durante largo tiempo con permisos de explotación provisionales de vigencia temporal determinada que se renuevan periódicamente en función de la experiencia adquirida durante su periodo de validez.

Para obtener la autorización de explotación provisional, el titular de la autorización de construcción deberá presentar ante el MINECO los siguientes documentos:

- ✓ *Estudio de seguridad*: ha de contener la información suficiente para realizar un análisis de la instalación desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica, así como un análisis y evaluación de los riesgos derivados del funcionamiento de la instalación, tanto en régimen normal como en condiciones de accidente. En particular, los documentos deberán referirse a los siguientes temas:
 - ⇒ Datos complementarios obtenidos durante la construcción sobre el emplazamiento y sus características.
 - ⇒ Descripción de la instalación tal y como ha sido construida, y de los procesos que van a tener lugar en ella. Se incluirá la descripción de la instrumentación nuclear y no nuclear, de los sistemas de control y protección, de los edificios o estructuras de contención, de los sistemas auxiliares, de los sistemas de recogida y eliminación de los residuos radiactivos y de cualquier otro sistema o componente que sea significativo para la seguridad de la instalación.
 - ⇒ Análisis de los accidentes previsibles derivados del mal funcionamiento de elementos y aparatos, de errores de operación, o de agentes externos a la instalación y sus consecuencias.

- ⇒ Estudio analítico radiológico de la instalación.
- ⇒ Programa de vigilancia radiológica ambiental operacional, con objeto de evaluar el impacto derivado del funcionamiento de la misma.
- ✓ *Reglamento de funcionamiento*: Deberá contener la información siguiente:
 - ⇒ Relación de puestos de trabajo con responsabilidad nuclear, desde el Director o Jefe de operación a los supervisores, operadores, encargados de la vigilancia radiológica y ejecutantes de las pruebas nucleares.
 - ⇒ Organización: especificará la organización y funcionamiento del personal adscrito a la instalación, tanto en condiciones normales como de emergencia.
 - ⇒ Normas de operación en régimen normal y en condiciones de accidente, que estarán referidas al conjunto de la instalación y a los diversos sistemas que la componen.
- ✓ *Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF)*: Contendrán los valores límites de las variables que afecten a la seguridad, los límites de actuación de los sistemas de protección automática, las condiciones mínimas de funcionamiento, el programa de revisiones, calibrado e inspecciones periódicas de los sistemas y componentes, y control operativo.
- ✓ *Plan de emergencia interior*: Detallará las medidas previstas por el titular y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente, con objeto de mitigar sus consecuencias, proteger al personal de la instalación y notificar su ocurrencia de forma inmediata a los órganos competentes, incluyendo la evaluación inicial de las circunstancias y de las consecuencias de la situación. Además, establecerá las actuaciones previstas por el titular para prestar su ayuda en las intervenciones de protección en el exterior de la instalación, de acuerdo con los Planes de emergencia exterior que establezcan los órganos competentes, cuando así lo determine el CSN.
- ✓ *Programa de pruebas nucleares*: Describirá dichas pruebas, su objeto, las técnicas específicas y los resultados previstos. Para cada prueba deberá indicarse el procedimiento a seguir, datos a recoger en su realización y los valores máximos y mínimos previstos para las variables de interés durante la ejecución de las pruebas. Incluirá también los criterios de seguridad aplicables para la realización de estas pruebas.
- ✓ *Manual de garantía de calidad*: Establecerá el alcance y contenido del programa de calidad aplicable a las pruebas y explotación de sistemas, estructuras y componentes relacionados con la seguridad, así como al diseño, fabricación, construcción, pruebas y explotación de las modificaciones de los mismos.
- ✓ *Manual de protección radiológica*: Se incluirán en el mismo las normas de protección radiológica de la instalación.
- ✓ *Plan de gestión de residuos radiactivos*: Incorporará, en su caso, los contratos establecidos con empresas gestoras e incluirá, entre otros conceptos, un sistema para su posible desclasificación.
- ✓ *Estudio económico final*: Analizará el cumplimiento de las previsiones económicas y financieras, y expresará el importe total y efectivo de la instalación.

- ✓ *Previsiones de desmantelamiento y clausura*: Se expondrá la disposición final prevista de los residuos generados y se incluirá el estudio del coste y las previsiones económicas y financieras para garantizar la clausura.

La autorización de explotación provisional se concederá por el tiempo necesario para efectuar el programa de pruebas nucleares y analizar sus resultados. El programa incluirá el conjunto de pruebas, verificaciones y comprobaciones a realizar en cada uno de los diferentes sistemas de que consta la instalación. La representación oficial del CSN está facultada, durante la realización de las pruebas, para suspender en cualquier momento su ejecución cuando, a su juicio, resulte potencialmente peligrosa su continuación. De ello dará cuenta a la Dirección General de Política Energética y Minas.

Completado el programa de pruebas nucleares, el titular de la autorización deberá remitir a la citada D.G. y al CSN los resultados del programa de pruebas nucleares y la propuesta de modificaciones en las ETF, si a la vista de las pruebas realizadas ello resultara aconsejable.

El CSN remitirá informe al MINECO sobre el resultado de las pruebas y las modificaciones que, en su caso, fuera necesario introducir, así como sobre las condiciones de la renovación de la autorización de explotación por el plazo que se establezca. El MINECO, emitirá entonces la nueva autorización de explotación por el plazo que corresponda.

D) Autorización de modificación

Esta autorización, aplicable a todo tipo de instalaciones, faculta al titular de la instalación a realizar las modificaciones que sean necesarias, de acuerdo con la experiencia de explotación, que afecten al diseño, condiciones de explotación o a la protección radiológica. Si a juicio de la Dirección General de Política Energética y Minas o del CSN, el alcance de la modificación resulta de gran envergadura, se requerirá al titular para que solicite una autorización de ejecución y montaje de la modificación.

La puesta en práctica de estas autorizaciones requiere la realización de determinados trámites similares a los descritos en la autorización anterior.

E) Autorización de clausura

Igualmente aplicable a todo tipo de instalaciones, esta autorización faculta a su titular a realizar las actuaciones necesarias al final de la vida útil de la instalación para liberar el emplazamiento en el que se ubica de todo control radiológico posterior.

La solicitud de esta autorización requiere que la misma vaya acompañada de la documentación a que se ha hecho referencia al tratar de la autorización de explotación.

19.2.2. Autorizaciones específicas en el ámbito de los residuos radiactivos

Para la concesión de estas autorizaciones, referidas a la gestión de residuos radiactivos, se siguen los mismos criterios, en cuanto les sean de aplicación, que los especificados con carácter general en el apartado anterior. El vehículo normativo a través del cual se instrumentan normalmente las autorizaciones son las Órdenes Ministeriales que aprueba el Ministerio competente, que como ya se ha indicado, es en la actualidad el MINECO.

Cada una de estas órdenes mediante las que se conceden las autorizaciones suele contener unos anexos en los que se estipulan los límites y condiciones conforme a los cuales debe ejercerse la autorización.

Hasta el momento presente, podemos destacar, por su importancia, las siguientes autorizaciones concedidas a instalaciones o actividades de gestión de residuos radiactivos:

- ✓ *Orden del Ministerio de Industria y Energía de 31 de octubre de 1989, por la que se otorga a la "Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.", autorización para la construcción de la ampliación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana. (B.O.E. de 2 de noviembre de 1989).*
- ✓ *Orden del Ministerio de Industria y Energía de 9 de octubre de 1992, por la que se otorga a la "Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A." (ENRESA), el permiso de explotación provisional de la ampliación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana. (B.O.E. de 21 de octubre de 1992).*
- ✓ *Orden del Ministerio de Industria y Energía de 8 de octubre de 1996, por la que se otorga a la "Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A." (ENRESA), prórroga del permiso de explotación provisional de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana. (B.O.E. de 22 de octubre de 1996).*
- ✓ *Orden del Ministerio de Economía de 5 de octubre de 2001, por la que se otorga autorización de explotación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana. (B.O.E. de 6 de noviembre de 2001).*
- ✓ *Resolución de la Dirección General de la Energía, del Ministerio de Industria y Energía, de 23 de octubre de 1997, por la que se aprueba el contenedor de doble propósito ENSA-DPT como modelo de bulto para transporte tipo B(U)F.*
- ✓ *Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio de Economía, de 3 de junio de 2002, por la que se aprueba la revisión 1 del certificado E/077/B(U) F-85 emitido por España, relativo al modelo de bulto de transporte ENSA-DPT.*
- ✓ *Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, del Ministerio de Economía, de 18 de junio de 2001, por la que se aprueba el diseño del contenedor ENSA-DPT para almacenamiento de combustible irradiado.*
- ✓ *Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, del Ministerio de Economía, de 3 de junio de 2002, por la que se aprueba la revisión de las condiciones técnicas de la aprobación del diseño del contenedor ENSA-DPT para uso en instalaciones de almacenamiento de combustible irradiado.*
- ✓ *Orden del Ministerio de Industria y Energía de 25 de abril de 1997, por la que se otorga a la "Empresa Nacional del Uranio, Sociedad Anónima" (ENUSA), la autorización de puesta en marcha, con carácter definitivo, de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio en Saelices el Chico (Salamanca). (B.O.E. de 16 de mayo de 1997).*

- ✓ *Acuerdo del Consejo de Ministros de 31 de julio de 1999, por el que, a propuesta del Ministerio de Fomento, se autoriza la construcción del almacén de combustible gastado en la Central Nuclear de Trillo.*

19.3. Sistema de inspección y evaluación de las instalaciones nucleares y radiactivas

El CSN está facultado para realizar toda clase de inspecciones en las instalaciones nucleares, entre las que se encuentran como ya hemos indicado las instalaciones de almacenamiento, en las distintas fases por las que atraviesa su puesta en marcha y posterior funcionamiento. La misión inspectora del CSN es asegurar el cumplimiento de las condiciones previstas en la autorización, la correcta aplicación de las especificaciones establecidas en los permisos otorgados y en los documentos oficiales de explotación aprobados.

En este sentido, las funciones del CSN se centran en las siguientes actividades:

- ✓ Inspecciones periódicas para comprobar el correcto cumplimiento de las condiciones y requisitos establecidos en las autorizaciones.
- ✓ Evaluación y seguimiento del funcionamiento de las instalaciones, comprobando los datos, informes y documentos enviados por el titular, o recabándose nuevos datos.
- ✓ Advertencias o requerimientos a los titulares, si se detectase una omisión de obligaciones, o cualquier desviación en el cumplimiento de los requisitos de la autorización, que no constituya infracción sancionable, informándole de los mecanismos correctores.
- ✓ Posibilidad de suspender el funcionamiento de una instalación o acordar la paralización de una actividad, por razones de seguridad, si se han desatendido los requerimientos anteriores o no se han constatado las correcciones necesarias para rectificar fallos de seguridad.
- ✓ Proponer en última instancia a la autoridad competente de la Administración la apertura de un procedimiento sancionador en caso de detectar alguna anomalía que pueda constituir infracción de las normas sobre seguridad nuclear y protección radiológica.

El RINR, en su Título IV, recoge un resumen de normas básicas sobre inspección de estas instalaciones, que a continuación se exponen:

- ✓ El personal facultativo del MINECO y del CSN designado para realizar la inspección, es considerado como "agente de la autoridad" en todo lo relativo al ejercicio de su cargo, pudiendo ir acompañado de los expertos acreditados que estime necesarios.
- ✓ El titular de la instalación en proceso de inspección estará obligado a:
 - a) Facilitar el acceso de los inspectores a las partes de la instalación que consideren necesarias para el cumplimiento de su labor.
 - b) Facilitar la colocación del equipo e instrumentación que se requiera para realizar las pruebas y comprobaciones necesarias.
 - c) Poner a disposición de los inspectores la información, documentación y medios técnicos que sean precisos para el cumplimiento de su misión.

- d) Permitir a los inspectores las tomas de muestras suficientes para realizar los análisis y comprobaciones pertinentes.
 - e) Facilitar el acceso de los inspectores a los centros de trabajo de los suministradores de equipos y servicios relacionados con la seguridad de las instalaciones y el desarrollo de sus actividades con el alcance especificado en los apartados b), c) y d) anteriores.
- ✓ El resultado de la inspección se hará constar en un Acta, la cual goza de la presunción de veracidad.
 - ✓ Se invitará al titular de la instalación, o persona en quien éste delegue, a que presencie la inspección y firme el Acta de la misma. Al firmar puede hacer constar las manifestaciones que estime pertinentes y plantear sus objeciones, si bien puede producirse la negativa a firmarla, en cuyo caso, no se tomarán en consideración las manifestaciones efectuadas.
 - ✓ Como consecuencia de las irregularidades detectadas durante la inspección, si éstas suponen manifiesto peligro, las autoridades del MINECO, así como el CSN, podrán exigir, en el ámbito de sus respectivas competencias, el inmediato cese de las obras, funcionamiento u operaciones, informando de ello el CSN al MINECO, cuando corresponda, dando cuenta de las causas que motivaron tal acción.

19.4. Régimen sancionador en materia de instalaciones nucleares

El capítulo XIV de la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear, en la redacción dada al mismo por la disposición adicional quinta de la Ley 54/1997, del Sector Eléctrico, así como por la disposición adicional quinta de la Ley 14/1999, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el CSN, regula un cuadro de infracciones y sanciones en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

La Ley sobre Energía Nuclear clasifica las infracciones en función de su gravedad, en un espectro que distingue entre infracciones muy graves, graves y leves, según sea la naturaleza del riesgo implicado en la acción u omisión del titular de la instalación.

Según sea la calificación jurídica de la infracción cometida, las sanciones podrán consistir en multas económicas de hasta tres millones cinco mil sesenta y un euros (3.005.061 €), combinadas, en caso de considerarse necesario, con retirada definitiva o temporal de permisos y autorizaciones. La cuantía de las sanciones se graduará atendiendo a criterios de peligro para la salud y vida de las personas, seguridad de las cosas y el medio ambiente, intencionalidad, negligencia en la comisión, reincidencia, importancia del daño o deterioro causado a personas y bienes, etc...

El CSN tiene la facultad de proponer la apertura de un procedimiento sancionador respecto de aquellos hechos que pudieran estar definidos como infracciones en materia de seguridad nuclear o protección radiológica. Para ello identifica la infracción cometida y los extremos relevantes para su valoración, emitiendo los informes que sean necesarios para contribuir a la adecuada calificación de los hechos a sancionar.

El CSN tiene, por tanto, una función de asesoramiento y propuesta, en el ámbito del procedimiento sancionador, siendo competencia del Gobierno, o de la administración autorizante (MINECO), la facultad de imponer la sanción que se considere legalmente procedente, tras la tramitación de un expediente administrativo sancionador al efecto.

Por otra parte, conforme a la modificación introducida por la disposición adicional quinta de la Ley 14/1999, cuando las circunstancias del caso así lo aconsejen y siempre que no se deriven daños y perjuicios directos a las personas o al medio ambiente, el CSN podrá apercibir al titular de la actividad y proponer las medidas correctoras que correspondan. En caso de que este requerimiento no fuese atendido, el CSN podrá imponer multas coercitivas por un importe que no superará el 20 por 100 de la multa fijada para la infracción correspondiente y proponer, en su caso, la iniciación del expediente sancionador. En todo caso, de estas actuaciones el CSN dará cuenta al órgano competente para incoar los expedientes sancionadores.

19.5. Asignación de responsabilidades

La asignación de responsabilidades en España de las distintas actividades del ciclo de combustible nuclear y, en particular, de la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado ha evolucionado con el tiempo desde las previsiones contenidas en la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear, según la cual "las instalaciones nucleares y radiactivas que trabajen con sustancias radiactivas quedan obligadas a contar con instalaciones especiales para el almacenamiento, transporte y manipulación de residuos radiactivos". El Real Decreto 2967/1979 sobre Ordenación de Actividades en el Ciclo del Combustible Nuclear asignaba a la Empresa Nacional del Uranio, S.A. (ENUSA) la responsabilidad del tratamiento del combustible irradiado y, a la JEN, la responsabilidad del almacenamiento definitivo de los residuos radiactivos. No obstante, esta regulación no consideraba otros aspectos, tales como el almacenamiento de los residuos radiactivos procedentes de actividades diferentes al ciclo del combustible, el desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas, etc.

Posteriormente, en 1984 se produjo una reordenación de las actividades de la segunda parte del ciclo de combustible nuclear, que es la que está vigente en la actualidad. Mediante el Real Decreto 1522/1984 se autorizó la constitución de ENRESA, a la cual se le asignaron los cometidos siguientes:

- ✓ Tratar y acondicionar los residuos radiactivos en los casos y circunstancias que se determinen.
- ✓ Buscar emplazamientos, concebir, construir y operar los centros para el almacenamiento temporal y definitivo de los residuos de alta, baja y media actividad.
- ✓ Gestionar las operaciones derivadas de la clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas.
- ✓ Establecer sistemas para la recogida, transferencia y transporte de los residuos radiactivos.
- ✓ Actuar, en caso de emergencias nucleares, como apoyo a los servicios de protección civil, en la forma y circunstancias que se requieran.
- ✓ Acondicionar de forma definitiva y segura los estériles originados en la minería y fabricación de concentrados de uranio, cuando se requiera.
- ✓ Asegurar la gestión a largo plazo de toda instalación que sirva como almacenamiento de residuos.
- ✓ Efectuar los estudios técnicos y económico-financieros necesarios que tengan en cuenta los costes diferidos derivados de la gestión de los residuos radiactivos al objeto de establecer la política económica adecuada.

- ✓ Cualquier otra actividad necesaria para el desempeño de su objeto social.

Asimismo, el mencionado Real Decreto establece para ENRESA la obligación de elaborar, dentro del primer semestre de cada año, una Memoria, que contendrá, al menos, los siguientes aspectos:

- ✓ Actuaciones del ejercicio anterior.
- ✓ PGRR, que incluirá una revisión de todas las actuaciones necesarias y soluciones técnicas aplicables durante el horizonte temporal de actividad de los residuos radiactivos, comprendiendo el estudio económico-financiero actualizado del coste de dichas actuaciones.

Finalmente, el Real Decreto 1899/1984 autoriza a ENRESA a realizar las actividades a las que se refiere la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear y regula los términos de los contratos a formalizar entre ENRESA y los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas.

Por otra parte, la financiación de la segunda parte del ciclo de combustible nuclear ha sido desarrollada mediante la Orden de 12 de mayo de 1983, mientras que el Real Decreto 404/1996 regula la composición, aplicación y gestión del Fondo para la financiación de las actividades incluidas en el PGRR. Más recientemente, la Ley 24/2001, de 27 de diciembre, de Medidas Fiscales, Administrativas y del Orden Social, incluye una disposición adicional sobre el Fondo para la financiación de las actividades del PGRR.

Todo lo anterior conforma el marco legal que regula los aspectos de asignación de responsabilidades, en los planos competenciales y financieros, de la gestión de los residuos radiactivos y combustible en España.

19.6. Valoración del cumplimiento

De la información expuesta en los apartados anteriores se desprende, como ya se ha indicado, que España, aun careciendo de un marco legislativo específico dirigido en exclusiva a la regulación de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos generados en su territorio, dispone de los elementos normativos suficientes para garantizar un correcto tratamiento práctico de los residuos radiactivos.

Artículo 20. Órgano regulador

20.1. Órgano regulador encargado de la aplicación del marco legislativo

En España la función reguladora en materia de gestión del combustible gastado y de residuos radiactivos es desarrollada por las siguientes autoridades:

- ✓ El Gobierno que, como poder político ejecutivo, tiene la facultad de dirigir la política en esta materia y establecer los objetivos y metas de la Administración, dictando normativa reglamentaria en esta materia.
- ✓ Ministerio de Economía, como departamento administrativo, siguiendo las estrategias gubernamentales en la materia, adopta disposiciones reglamenta-

rias en desarrollo de las Leyes parlamentarias y de los Reglamentos del Gobierno y actúa en definitiva como autoridad de licenciamiento. Su estructura orgánica se establece en el Real Decreto 1371/2000, modificado por el Real Decreto 1099/2002.

Asimismo, de acuerdo con lo establecido en el Real Decreto 1522/1984, por el que se autoriza la constitución de ENRESA, eleva al Gobierno, para su aprobación, la propuesta del PGRR, en el que se incluye una revisión de todas las actuaciones necesarias y soluciones técnicas aplicables durante el horizonte temporal de actividad de los residuos radiactivos, comprendiendo el estudio económico-financiero actualizado del coste de dichas actuaciones, y desarrolla las estrategias establecidas en el mismo en virtud de las competencias definidas en el Real Decreto 1371/2000, arriba citado.

También, una vez aprobado el Plan General de Residuos Radiactivos se da cuenta del mismo al Parlamento.

Igualmente, de acuerdo con la Ley 15/1980, de creación del CSN, el MINECO es el órgano responsable de la concesión de las autorizaciones necesarias para las instalaciones nucleares y radiactivas, con excepción de las II.RR. de segunda y tercera categoría cuyas funciones han sido transferidas a las Comunidades Autónomas, y para el transporte de las sustancias nucleares y materias radiactivas, con autoridad para imponer las sanciones a los explotadores que incurran en infracciones del ordenamiento jurídico.

- ✓ El Consejo de Seguridad Nuclear, como único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, creado en virtud de la Ley 15/1980, de 22 de abril, como organismo independiente de la Administración central, con personalidad jurídica y patrimonio propios, con facultad de emitir informes y asesoramientos preceptivos, y asumiendo la facultad de inspección y evaluación permanente de tales instalaciones en sus distintas fases de construcción, puesta en marcha, funcionamiento y clausura. Es, además, responsable del control y vigilancia radiológica de los trabajadores y de la población en general. El CSN no mantiene relaciones de jerarquía ni tutela con respecto al Gobierno, o a organizaciones encargadas de la promoción científica de la energía nuclear. Ejerce sus funciones con plena independencia del resto de los agentes que participan en el ámbito nuclear.

Además de poseer un carácter consultivo, también desarrolla acciones ejecutivas, ya que se le atribuye poder para suspender el funcionamiento de una instalación o actividad cuando exista peligro para la seguridad y puede conceder y retirar licencias del personal de operación de las anteriores instalaciones. La Ley 14/1999, de 4 de mayo, de tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN, modifica las competencias del CSN y le atribuye la capacidad de elaborar y aprobar instrucciones, circulares y guías de carácter técnico relativas a instalaciones nucleares y radiactivas y a las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

El CSN informa directamente al Parlamento a través de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados. Esta Comisión analiza y estudia sus informes anuales. Una vez estudiados y analizados por la Comisión, el Presidente del CSN comparece ante la misma y explica y aclara cuantas dudas

tengan los Diputados. Las resoluciones adoptadas por la Comisión, normalmente contienen las valoraciones efectuadas con relación a los informes presentados.

Nuevas funciones y responsabilidades del CSN

Los cambios legislativos producidos en los últimos años habían alterado de manera significativa el ámbito competencial y funcional del CSN. Por un lado, la Ley 54/1997, de 27 de diciembre, ha liberado económicamente la actividad de generación eléctrica y establecido un régimen de libre concurrencia en el que no se reconocen los costes específicos de la generación de origen nuclear y, por otro, la Ley 14/1999, de 4 de mayo, atribuye al CSN nuevas competencias en materia de protección radiológica del medio ambiente en todo el territorio español, calificación y gestión de residuos radiactivos, coordinación de emergencias nucleares y radiológicas, intervención en situaciones excepcionales que puedan afectar a la seguridad nuclear en actividades no reguladas por la legislación nuclear y aprobación de normas de carácter técnico, así como la posibilidad de apercibir a los titulares y proponer medidas correctoras y, en su caso, imponer multas coercitivas.

Este reforzamiento de ciertas áreas del actuación del CSN y la necesidad de hacer frente a las nuevas atribuciones, especialmente en materia de vigilancia radiológica del medio ambiente y de coordinación y respuesta ante situaciones de emergencia radiológica, proceda o no de instalaciones nucleares o radiactivas autorizadas, llevaron aparejada la necesidad de introducir determinados cambios en la estructura orgánica del ente, con el fin de conseguir una mayor adecuación de los medios existentes a las nuevas necesidades que han de ser objeto de una atención específica, separando en el aspecto organizativo lo relativo a la seguridad de las instalaciones nucleares de lo que atañe a la protección radiológica, siguiendo el modelo consolidado de los países europeos avanzados.

20.2. El Ministerio de Economía

El Ministerio de Economía (MINECO) es, a partir de la entrada en vigor del Real Decreto 1371/2000, el órgano de la Administración General del Estado competente en materia de energía nuclear, por tanto en temas del combustible nuclear gastado y residuos radiactivos. Dentro de este Ministerio es la Dirección General de Política Energética y Minas quien ejerce las funciones relativas a energía nuclear.

Históricamente, desde los comienzos del desarrollo de la energía nuclear en España, los Departamentos competentes en estos temas han sido sucesivamente: el Ministerio de Industria, el Ministerio de Industria y Energía, el Ministerio de Industria, Comercio y Turismo, y por fin el Ministerio de Economía. Asimismo la Dirección General que ha ejercido las funciones relativas a la energía nuclear, se ha denominado sucesivamente Dirección General de la Energía y, actualmente, Dirección General de Política Energética y Minas.

En el Informe se hace referencia a alguna de estas Instituciones al referirse a normativa, autorizaciones, etc. dependiendo de la denominación de la Institución competente en el momento de su aprobación.

20.2.1. Estructura del Ministerio de Economía

Mediante el Real Decreto 689/2000 se estableció la estructura orgánica básica del MINECO determinándose los órganos superiores y directivos en que queda organizado. Esta estructura orgánica básica ha sido modificada puntualmente y desarrollada por los Reales Decretos 1371/2000, 680/2002 y 1099/2002.

De acuerdo con la anterior normativa el MINECO se estructura en los siguientes órganos superiores:

- ✓ Secretaría de Estado de la Energía, Desarrollo Industrial y de la Pequeña y Mediana Empresa
- ✓ Secretaría de Estado de Economía
- ✓ Secretaría de Estado de Comercio y Turismo

La Secretaría de Estado de la Energía, Desarrollo Industrial y de la Pequeña y Mediana Empresa ejerce, entre otras, las competencias en materia de política energética, entre las que están incluidas las contempladas en la Convención, dentro del ámbito de la Administración General del Estado.

Concretamente, dicha Secretaría de Estado tiene atribuciones en materia de:

- ✓ Desarrollo de la política energética.
- ✓ Propuesta de iniciativas legislativas y normativas de desarrollo en el ámbito de sus competencias.
- ✓ Formulación de propuestas para el seguimiento de desarrollos tecnológicos de carácter energético.

Para el cumplimiento de estos objetivos, la Secretaría de Estado de la Energía, Desarrollo Industrial y de la Pequeña y Mediana Empresa cuenta con la Dirección General de Política Energética y Minas, de quien depende la Subdirección General de Energía Nuclear, que es el órgano que tiene asignadas de manera específica las actuaciones en materia de energía nuclear y gestión de residuos radiactivos y combustible gastado.

En la Sección L, [Anexo K.1](#), se incluye un organigrama del MINECO, en el que se desarrollan únicamente los órganos que tienen atribuidas funciones en relación con la Convención.

20.2.2 Funciones del Ministerio de Economía

En relación con la Convención, al MINECO le corresponden las siguientes funciones:

- ✓ Elaboración y tramitación de iniciativas normativas y su seguimiento en materia de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, así como la elaboración de las propuestas necesarias para la adaptación, en su caso, a la normativa de la Unión Europea.
- ✓ Elevación al Gobierno de la propuesta del PGRR.

- ✓ Concesión de autorizaciones relativas a instalaciones de almacenamiento de combustible gastado y residuos radiactivos. Autorizaciones previa o de emplazamiento, de construcción, de explotación, de modificación, de ejecución y montaje de la modificación, de desmantelamiento y declaración de clausura, con facultad para exigir el inmediato cese de las obras u operación en supuestos de manifiesto peligro.
- ✓ Concesión de autorizaciones para el transporte de materiales y residuos radiactivos y para la aprobación o convalidación de modelos de bultos para dicho transporte.
- ✓ Instrucción y, en su caso, resolución de expedientes sancionadores a los titulares de las autorizaciones anteriores por infracción de la normativa vigente.
- ✓ Establecimiento de las concentraciones de radionucleidos o niveles de actividad a efectos de la consideración de un material o producto de desecho como residuo radiactivo, previo informe del CSN.
- ✓ Seguimiento y control del Fondo para la financiación de las actividades del PGR.
- ✓ Seguimiento de los compromisos internacionales suscritos por España en materia de no proliferación nuclear, protección física de materiales e instalaciones nucleares y responsabilidad civil por daños nucleares.
- ✓ Contribución a la definición de la política de investigación y desarrollo tecnológico, en materia de gestión de combustible gastado y residuos radiactivos.

20.3 El Consejo de Seguridad Nuclear

20.3.1. Funciones del CSN

La ley 14/1999 que regula las tasas y precios públicos percibidos por el CSN como retribución por los servicios prestados, establece, en su disposición adicional primera, sus funciones y competencias:

- ✓ Propone al Gobierno la reglamentación necesaria en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Dicta instrucciones, circulares y guías de carácter técnico en el ámbito de sus competencias.
- ✓ Emite al Gobierno informes vinculantes y previos a las resoluciones que este adopte en materia de concesión de autorizaciones para instalaciones nucleares y radiactivas, transportes de sustancias nucleares y materiales radiactivos y, en general, de todas las actividades relacionadas con la manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de sustancias nucleares y radiactivas.

Estos informes son preceptivos, en todo caso y, además, vinculantes cuando tengan carácter denegatorio de una concesión y, asimismo, en cuanto a las condiciones que establezca, caso de ser positivos.

- ✓ Realiza toda clase de inspecciones en las instalaciones nucleares y radiactivas durante las distintas fases de proyecto, construcción y puesta en marcha y en los transportes.

- ✓ Lleva a cabo la inspección y control de las instalaciones nucleares y radiactivas durante su funcionamiento y hasta su clausura.
- ✓ Propone la apertura de los expedientes sancionadores que considere pertinentes en el ámbito de sus competencias.
- ✓ Controla las medidas de protección radiológica de los trabajadores profesionalmente expuestos, del público en general y del medio ambiente.
- ✓ Vigila las descargas de materiales radiactivos al exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas y su incidencia.
- ✓ A solicitud de parte, emite declaraciones de apreciación favorable sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica.
- ✓ Informa al MINECO en relación con las concentraciones o niveles de actividad, para su consideración como residuos radiactivos de aquellos materiales que contengan o incorporen sustancias radiactivas y para las que no está previsto ningún uso.
- ✓ Realiza los estudios, evaluaciones e inspecciones de los planes y proyectos necesarios para todas las fases de la gestión de los residuos radiactivos.
- ✓ Asesora al Gobierno, cuando sea requerido para ello, en temas de seguridad nuclear y protección radiológica.
- ✓ Mantiene relaciones oficiales con organismos similares extranjeros y participa en organismos internacionales con competencias en seguridad nuclear y protección radiológica.
- ✓ Informa a la opinión pública sobre materias de su competencia.
- ✓ Establece y efectúa el seguimiento de planes de investigación en seguridad nuclear y protección radiológica.

20.3.2. Estructura del CSN

La estructura orgánica del CSN está constituida por dos Direcciones Técnicas: Una es de Seguridad Nuclear y otra de Protección Radiológica.

De la Secretaría General dependen, además de las dos Direcciones Técnicas, tres Subdirecciones Generales y tres Oficinas:

- ✓ Subdirección General de Planificación, Sistemas de Información y Calidad.
- ✓ Subdirección General de Personal y Administración.
- ✓ Subdirección General de Asesoría Jurídica.
- ✓ Oficina de Inspección.
- ✓ Oficina de I+D.
- ✓ Oficina de Normas Técnicas.

Dirección Técnica de Seguridad Nuclear

En esta Dirección Técnica se agrupan todas las funciones relativas a la seguridad de las instalaciones nucleares, excepto las de almacenamiento de residuos radiactivos de media y baja actividad, de las que se ocupa la Dirección Técnica de Protección Radiológica.

gica. También asume lo relativo a la seguridad de los transportes de sustancias nucleares y materiales radiactivos, incluidos los residuos radiactivos y combustible gastado.

Esta agrupación de competencias en un solo centro directivo altamente especializado, permite optimizar la inspección, la eficacia reguladora y el control de las instalaciones nucleares.

De la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear dependen tres Subdirecciones Generales:

- ✓ Subdirección General de Instalaciones Nucleares.
- ✓ Subdirección General de Tecnología Nuclear.
- ✓ Subdirección General de Ingeniería.

Dirección Técnica de Protección Radiológica:

Esta Dirección Técnica, además de la inspección y control de las II.RR., de la protección radiológica de los trabajadores y de la gestión de residuos radiactivos de media y baja actividad, asume las nuevas competencias en materia de protección radiológica del público y del medio ambiente y de emergencias radiológicas.

De ella dependen tres Subdirecciones Generales:

- ✓ Subdirección General de Protección Radiológica Ambiental.
- ✓ Subdirección General de Protección Radiológica Operacional.
- ✓ Subdirección General de Emergencias.

En la sección L, [Anexo K.2](#) se incluye el organigrama del CSN.

20.3.3. Formación

Todas las actividades formativas se reagrupan en cinco áreas en función del Plan Estratégico en vigor.

- ✓ Área de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica.
- ✓ Área de desarrollo de habilidades directivas, organización y comunicación.
- ✓ Área administrativa y de gestión.
- ✓ Área de sistemas de información.
- ✓ Área de idiomas.

Los objetivos están dirigidos a conseguir una formación en tres grandes niveles: general, especializado y divulgativo.

“El Plan de Formación”, ha sido evaluado con carácter anual, habiéndose adoptado distintas medidas para adecuarlo a las necesidades concretas de las unidades según ha sido demandado.

El balance del cuatrienio 1997-2000 y del periodo 2000-2002, se considera positivo, atendiendo tanto al número de cursos realizados, número de asistentes como el aprovechamiento de los mismos.

Durante los años 2001 y 2002, se han programado y realizado los cursos de “Gestión de residuos radiactivos, desmantelamiento y clausura”, denominados como “Managing Radioactive Waste” impartido por IBC/UKAEA, “Transporte de materiales radiactivos” impartido por el CSN, “Desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y

radiactivas” impartido por Ciemat / CSN / ENRESA”, “Identificación y cuantificación de material radiactivo” impartido por Ciemat y por último, la Jornada “Separación y transmutación de residuos radiactivos” impartida por Ciemat.

20.3.4. Calidad

El CSN ha implantado un Sistema de Calidad basado en las normas ISO 9000 y en el modelo de la Fundación Europea para la Gestión de la Calidad (EFQM). La implantación se inició en 1996 cuando el Consejo aprobó el Plan de Calidad Interna, estableciendo los modelos de referencia y las actividades, objetivos y responsabilidades para implantar el sistema.

Siguiendo las directrices de ISO, el CSN ha identificado sus procesos básicos y las relaciones entre ellos. Estos procesos se han sistematizado y documentado en procedimientos de gestión, técnicos y administrativos, en cuya redacción ha participado gran parte del personal.

El Sistema de Calidad del CSN incorpora metodologías de mejora continua. En este sentido, se han creado grupos de mejora para fomentar la participación de las personas que trabajan en el Organismo y durante el año 2000 se realizó una encuesta a los usuarios de los servicios del CSN para conocer mejor sus necesidades, identificando e implantando oportunidades de mejora.

Siguiendo el modelo de la EFQM se han realizado dos autoevaluaciones, finalizadas en los años 1999 y 2001. Las autoevaluaciones han permitido identificar puntos débiles y fuertes de la organización y asignar prioridades a las actuaciones de mejora, integrando estas dentro de la planificación estratégica.

Se está estableciendo un cuadro de mando conteniendo un conjunto de indicadores internos y externos que permiten evaluar la consecución de objetivos, apoyando la gestión del Organismo en el seguimiento de las actividades más importantes.

Se ha elaborado un Plan de Acción para la modernización de los procesos del CSN que propone un conjunto de proyectos y actividades. Como consecuencia el Consejo ha iniciado un proyecto de título: Misión, Visión y Plan Estratégico del Organismo.

20.3.5. Mejora de la eficiencia reguladora

Con esta mejora se pretende conseguir que las actividades del CSN se realicen de una forma cada vez más eficiente, optimizando las exigencias a las entidades y personas reguladas, el consumo de recursos y los plazos, y garantizando que se mantienen los niveles de seguridad requeridos. La mejora del proceso regulador requiere acciones relacionadas con la actualización de la normativa, la identificación de los aspectos esenciales de la seguridad y los indicadores de funcionamiento que se han descrito en el apartado sobre nuevos métodos de trabajo, la planificación y la sistematización de las actuaciones del CSN, la mejora de los procesos de evaluación e inspección, la formación continua del personal, la actualización de los sistemas de información y otras que se describen en distintos capítulos del informe.

Desarrollo del modelo de inspección

En septiembre de 1998 el CSN aprobó un nuevo modelo para el sistema de inspección a instalaciones nucleares y radiactivas. Su finalidad es optimizar y sistematizar las acti-

vidades de inspección de todas las instalaciones y actividades bajo la supervisión del CSN. Este modelo de inspección ha sido revisado en el año 2000 incorporando todas las lecciones aprendidas en los últimos años.

Con el nuevo modelo se pretende aumentar la eficacia de los recursos asignados a actividades de inspección, con la implantación de un sistema único y en el que se introducen conceptos como la inspección basada en el riesgo de las instalaciones y actividades, lo que permite identificar para los diferentes tipos de inspección unos alcances determinados, una periodicidad en las actuaciones y, en definitiva, una mayor sistematización de las actividades de inspección.

Se estableció un programa base de inspección que cubre de forma sistemática y periódica una serie de actividades básicas en el funcionamiento de las centrales nucleares y las instalaciones del ciclo, dedicando a ello el 50% de los recursos de inspección.

Planificación y control

El modelo de planificación implantado en el CSN pretende integrar las actuaciones de tipo estratégico con las actividades del día a día. Para ello se establecen tres niveles de planificación: estratégica, plan anual de trabajo y programación de tareas. El modelo de planificación incluye la integración con el presupuesto, de forma que los indicadores y objetivos presupuestarios se contemplan también en la planificación.

El CSN tiene en marcha un proyecto para la implantación de un cuadro de mando de las actividades del Organismo, constituido inicialmente por una serie de indicadores asociados a procesos de inspección e informes a la Administración, que permitirán evaluar el grado de cumplimiento con la planificación aprobada y medir con mayor precisión la eficacia del Organismo. A medida que avance este proyecto se irán incorporando nuevos indicadores al cuadro de mando.

Plan de sistemas de información

Recoge las actuaciones a realizar por el organismo para mantener actualizados sus sistemas de información, mejorando su disponibilidad y simplificando los procesos de trabajo.

Contempla actividades relacionadas con las redes y comunicaciones, la gestión documental, los sistemas de planificación y seguimiento, la contabilidad analítica, la administración y gestión de personal, los sistemas de gestión técnica y la información a la dirección.

20.3.6. Plan de Orientación Estratégica

Es un documento básico que identifica las actividades estratégicas del CSN de forma periódica y afronta las líneas de actuación que permiten al Organismo realizar más eficazmente sus funciones. Este documento trata de adaptarse a los acontecimientos que modifican el entorno en el que el CSN tiene marcadas sus competencias y orienta, por tanto, sus actuaciones. El Plan comenzó en 1995 y se revisa cada tres años.

Hay que señalar que en mayo de 2002 se ha iniciado en el CSN un proyecto para su modernización con el desarrollo de un nuevo Plan de Acción Estratégico, que sirva como instrumento para la mejora de los procesos, para la optimización de la gestión de los recursos, para la adecuada utilización de las tecnologías de la información y para favorecer la comunicación entre las distintas unidades del CSN en el ejercicio de sus funciones.

20.3.7. Financiación

El CSN cuenta con un patrimonio y presupuesto propio e independiente de los del Estado, que se integra en los Presupuestos Generales del Estado, y cuya aprobación corresponde al Parlamento.

Hasta comienzos del ejercicio 2000 el organismo se ha autofinanciado en su totalidad con los ingresos procedentes de las tasas por servicios prestados.

La Ley 14/1999, de 4 de Mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el CSN, en su disposición adicional primera modificó el art. 2 de la Ley 15/1980 de 22 de Abril, de creación del CSN, atribuyendo a éste ente público nuevas funciones en materia de coordinación de las medidas de apoyo y respuesta a las situaciones de emergencia, de control de las medidas de protección radiológica del público en general y de control y vigilancia de la calidad radiológica del medio ambiente de todo el territorio nacional fuera de las tipificadas zonas de influencia de las instalaciones nucleares o radiactivas.

La realización de estas funciones no constituye un hecho que dé lugar al devengo de una tasa por lo que, a través de sendas recomendaciones de la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados de los años 1999 y 2000, se instó al Gobierno a dotar presupuestariamente al CSN, con cargo a los Presupuestos Generales del Estado, para el desempeño de estas funciones.

Anualmente el CSN ha solicitado el incremento de esta dotación presupuestaria para adecuarlo a los costes reales.

Esta financiación, complementaria, alcanzó en el año 2000, 1,85 millones de euros; en el 2001 está cifrada en 1,67 millones de euros; en el 2002 está cifrada en 1,67 millones de euros y en el 2003 está cifrada en 1,706 millones de euros.

En la actualidad las funciones del CSN, son, fundamentalmente, las siguientes según su vía de financiación:

- ✓ Financiadas por la tasa:
 - ⇒ Inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas y actividades relacionadas.
 - ⇒ Realización de estudios e informes previos a las autorizaciones que concede el MINECO de las citadas instalaciones.
 - ⇒ Concesión de licencias del personal destinado a operar y supervisar el funcionamiento de las instalaciones en cuestión y homologación de cursos.
- ✓ Financiadas en parte con cargo a los Presupuestos Generales del Estado:
 - ⇒ Coordinación de las medidas de apoyo y respuesta a las situaciones de emergencia.
 - ⇒ Control de las medidas de protección radiológica del público en general y del medio ambiente.

El presupuesto inicial del CSN para el ejercicio 2001 ascendió a 33,85 millones de euros y a 36,05 millones de euros en el 2002. Respecto a los gastos, algo más de la mitad corresponden a personal y una cuarta parte a gastos corrientes de funcionamiento.

20.3.8. Personal

A 31 de diciembre de 2002, excluidos los ocho altos cargos (Presidente, cuatro Consejeros, el Secretario General y dos Directores Técnicos), la plantilla del personal del CSN está formada por 440 personas, de las cuales 195 son funcionarios del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, dedicados a la inspección, control y seguimiento del funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas.

20.3.9. Investigación y Desarrollo (I+D)

El CSN ha creado una nueva unidad administrativa, la Oficina de Investigación y Desarrollo (OFID), a la que se ha encomendado la gestión y coordinación de todas las actividades de I+D en el CSN, desde la recepción de propuestas de proyectos de investigación de las Direcciones Técnicas hasta la difusión y promoción de la aplicación de sus resultados.

El CSN a través de publicaciones y jornadas de trabajo difunde la marcha y resultados de los proyectos de investigación y al final de cada año celebra en su sede una jornada especial en donde se presentan los más relevantes proyectos del momento.

Las actividades de I+D dentro del campo de los residuos radiactivos y del combustible gastado han supuesto por parte del CSN una inversión de 424.461,19 euros. Dichas actividades, de acuerdo con las pautas establecidas en el Plan de Investigación del CSN, se han llevado a cabo en colaboración con otras instituciones, siendo destacable la colaboración con UNESA y con ENRESA y el Ciemat, así como con algunas universidades españolas. Así mismo, cabe destacar la inclusión de alguno de los proyectos dentro del Programa Marco de Investigación de la Comunidad Europea.

A continuación, se resumen brevemente los proyectos de I+D más significativos desarrollados dentro de este campo así como el principal objetivo de los mismos.

- a) Caracterización de materiales metálicos de desecho con actividad despreciable.

Establecer procedimientos y metodologías que permitan caracterizar con rigor y fiabilidad el nivel de concentración de actividad y/o contaminación superficial de aquellos materiales de desecho de actividad despreciable que puedan ser susceptibles de desclasificación, incluyendo los niveles de confianza y calidad del proceso de desclasificación.

- b) Caracterización de matrices para la gestión óptima de residuos de baja y media actividad.

Definir y caracterizar nuevas matrices de material vítreo que incorporen los residuos de baja y media actividad como alternativa a la actual matriz de hormigón, para su almacenamiento definitivo en el Cabril.

- c) Análogos naturales

Profundizar en el conocimiento de los análogos naturales existentes y de los proyectos de investigación llevados a cabo en ellos para identificar su contribución a la evaluación de la seguridad de los sistemas de Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) de Residuos de Alta Actividad (RAA) y a la comunicación de aspectos importantes de la seguridad de estas evaluaciones a audiencias no técnicas, de forma que puede servir de base para definir las líneas de actuación futura del CSN en éste ámbito y puede contribuir a los desarrollos futuros de ENRESA.

d) Modelización

Desarrollar un estudio sobre el estado del arte de la modelización conceptual y numérica aplicable a la evaluación del comportamiento y la seguridad del almacenamiento final de los residuos de alta actividad, que sirva de base para definir las líneas de actuación futura del CSN en éste ámbito.

Cabe destacar que los proyectos de investigación desarrollados contribuyen a mejorar los conocimientos, métodos y herramientas empleados por el personal del CSN en la realización de sus funciones, ayudando a que sus actuaciones sean más eficaces y eficientes. También permiten incrementar la competencia de las organizaciones que son titulares de las instalaciones o actividades reguladas y de aquellas, como centros de investigación o universidades, que dan soporte al CSN o a los titulares.

20.3.10. Política de información al público del CSN

La Ley de Creación del CSN, en su artículo segundo, establece entre las funciones del organismo la de "informar a la opinión pública sobre materias de su competencia". Para dar cumplimiento a esta función, el CSN durante estos años, está llevando a cabo un amplio programa de información y comunicación pública, que se desarrolla a través de diversas actividades.

Estas actividades que, en líneas generales pretenden incrementar el acercamiento del CSN a la población, se centran en:

- ✓ Difundir las actuaciones de la institución.
- ✓ Promover su presencia en foros cercanos a la población.
- ✓ Incrementar la credibilidad del Organismo como punto de referencia en cuestiones de seguridad nuclear y protección radiológica.
- ✓ Situarse al alcance de la sociedad para dar respuesta a la información que ésta requiera.
- ✓ Contribuir a la formación de los ciudadanos sobre materias de su competencia.

Para lograr estos objetivos, el CSN cuenta con un Departamento de Información y Comunicación que forma parte del Gabinete Técnico de la Presidencia y que desarrolla su trabajo, consciente del interés que la sociedad manifiesta hacia el uso de las radiaciones ionizantes, mediante las siguientes áreas de trabajo:

- ✓ Relaciones con los medios de comunicación. Mantiene un permanente contacto directo con los medios de comunicación, las organizaciones relacionadas con la protección del medio ambiente y las asociaciones profesionales y atiende a las solicitudes particulares que recibe. Difunde notas de prensa e informaciones sobre la situación de las instalaciones del país o de cualquier evento relacionado con la seguridad que pudiera producirse.
- ✓ Edición de publicaciones. El CSN desarrolla anualmente un plan de publicaciones en el que se incluyen obras de carácter técnico y divulgativo. Para informar al Congreso de los Diputados y al Senado, el CSN por ley tiene la obligación de elaborar cada año, un informe técnico que resume las actividades del organismo y la situación nuclear y radiológica del país, representando un importante esfuerzo de recopilación de datos. Además, se incluyen la edición de publicaciones técnicas, memoria anual del Organismo y guías de seguridad

que facilitan a los usuarios la aplicación de la reglamentación nuclear. En el año 1996, se inició la publicación de una revista trimestral, "Seguridad Nuclear", que contiene artículos de carácter técnico sobre la seguridad nuclear y la protección radiológica y noticias relacionadas con las actividades del CSN.

- ✓ Todas las publicaciones se distribuyen entre los organismos, empresas, entidades y organizaciones relacionadas con los temas que son competencia del Consejo, lo cual incluye mas de 3.000 destinatarios. De igual forma se difunden en las ferias, congresos y exposiciones en las que el CSN participa.
- ✓ Centro de información al público. En el año 1998 culminó uno de los proyectos más ambiciosos que ha desarrollado el CSN dentro de sus actividades de información y comunicación al público, la inauguración de su Centro de Información como exposición de carácter permanente sobre las radiaciones y sus usos, abierta al público y destinada, principalmente, a escolares. Concebido y realizado mediante técnicas interactivas, el centro consta de 29 módulos, repartidos en un espacio de 350 metros cuadrados y distribuidos en cuatro ámbitos: el primero, dedicado a la historia de las radiaciones, el segundo, centrado en los usos de las radiaciones, el tercero pasa revista a los problemas y servidumbres que las radiaciones suponen y, finalmente, el cuarto ámbito explica el trabajo del organismo.
- ✓ Servicio de información en Internet. El CSN mantiene una línea de información directa al público mediante una página en Internet, que recibe consultas diariamente, para pedir información sobre asuntos de seguridad nuclear y protección radiológica, así como sobre actividades del organismo. La estructura de estas páginas permite saber cómo es el CSN, en qué áreas trabaja y los valores obtenidos por las estaciones de la vigilancia radiológica ambiental, los proyectos de investigación y desarrollo, la legislación, publicaciones, notas de prensa y, en general, toda aquella información que pueda resultar de interés. El ritmo de consultas se suele mantener constante a lo largo del año aunque se producen incrementos notables cuando ocurre algún episodio de impacto social.

20.4. Valoración del cumplimiento

El Órgano regulador de España cumple satisfactoriamente con los requisitos de esta Convención, ya que está dotado adecuadamente del marco legislativo y reglamentario y de la competencia y recursos financieros y humanos para desarrollar y cumplir todas las funciones y responsabilidades asignadas.

El CSN como Organismo independiente de la Administración Central del Estado cumple también los requisitos de la citada Convención.

Sección F

Otras disposiciones generales
relacionadas con la seguridad

Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia

En España se aplica de forma general el apartado 1 de este artículo, puesto que como se ha explicado en capítulos anteriores, toda actividad relacionada con residuos radiactivos y/o combustible gastado requiere la autorización correspondiente. Dicha autorización o licencia se concede al denominado titular, asignándole las responsabilidades que se describen a continuación. En el caso de residuos históricos u otros materiales no reglamentados (p. ej. chatarras) se aplican medidas específicas (ver [sección J](#)).

21.1. Preceptos legales que asignan la responsabilidad primordial al titular

Los preceptos legales en los que se asigna la responsabilidad del titular de las instalaciones se recogen en la Ley sobre Energía Nuclear y en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR). Desde el punto de vista de la cobertura del riesgo por daños nucleares también se señala al titular de la instalación como responsable de la seguridad de la misma. Por lo tanto, la reglamentación española en materia de energía nuclear establece como principio que la responsabilidad primordial de la seguridad de las instalaciones recae en el titular de la licencia.

En la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear se define al explotador de una instalación nuclear como la persona natural o jurídica titular de la autorización necesaria para su puesta en marcha.

El RINR en vigor, establece que para obtener las diferentes autorizaciones, el solicitante debe presentar la organización prevista para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante las sucesivas fases de la instalación. Igualmente requiere que se describa detalladamente cada uno de los puestos de la organización del explotador y las responsabilidades asignadas a los mismos en materia de seguridad nuclear y protección radiológica y presente la organización prevista para la futura explotación de la instalación y el esquema preliminar del adiestramiento del personal de explotación.

En las Resoluciones por las que se conceden los permisos específicos a las instalaciones:

- ✓ se identifica la entidad o entidades titulares de la licencia, designándoles como Explotador Responsable de la instalación.

- ✓ se aprueban o aprecian favorablemente, según los casos aplicables, las revisiones vigentes de los documentos oficiales. Estos documentos sólo entran en vigor una vez evaluados y aprobados por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).
- ✓ se indican las garantías que ha de concertar el explotador responsable con respecto a la responsabilidad civil por daños a terceros, de acuerdo con el reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares.

Aunque los documentos legales mencionados no hacen distinción entre las instalaciones nucleares de producción eléctrica y las de gestión de residuos radiactivos, y por lo tanto aplican los mismos criterios al titular de la licencia, la creación de una empresa pública a la que se asigna por ley la responsabilidad de la gestión integrada de los residuos radiactivos introduce algunos aspectos adicionales que interesa recalcar.

El Real Decreto 1522/84 de creación de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA), con el objetivo de llevar a cabo la gestión de los residuos radiactivos, incluye en su artículo 7º, que “tendrá la consideración de explotador de las instalaciones necesarias para la gestión final de los residuos ...”. También señala en el artículo 10, que ENRESA recibirá asesoramiento y soporte tecnológico de la Junta de Energía Nuclear...” (hoy Ciemat).

Por Real Decreto de 1899/84, de ordenación de actividades en el ciclo del combustible, se autoriza a ENRESA a realizar las actividades relacionadas con la gestión de los residuos radiactivos y se obliga a los titulares de instalaciones nucleares y radiactivas a contar con las instalaciones de almacenamiento, transporte y manipulación de residuos. Dichas instalaciones pueden ser propiedad de terceros, siempre que estén debidamente autorizadas y medien los contratos legales oportunos.

En consecuencia, se observa que en la gestión de los residuos existen responsabilidades compartidas por los titulares de las instalaciones y ENRESA, que se han desarrollado posteriormente en contratos para precisar las interfases entre las partes implicadas.

A la vista de lo anterior se puede concluir que la reglamentación española establece como principio básico que la responsabilidad primordial de la seguridad de las instalaciones de gestión de residuos recae en el titular de la licencia.

21.2. Organización del titular con respecto a la seguridad

Dada la situación concreta de España, conviene distinguir entre los titulares de centrales nucleares, responsables del almacenamiento del combustible gastado mientras permanece en el emplazamiento de la central, y el titular de las instalaciones de almacenamiento de residuos.

Con carácter general, el Reglamento de Funcionamiento de las Instalaciones es un documento oficial de explotación requerido legalmente. Este documento contiene la definición de los puestos y sus responsabilidades asociadas, la organización del personal de la instalación, los programas de formación del personal y las normas de operación y protección radiológica en régimen normal y en condiciones de accidente. El hecho de que los cambios a dicho documento estén sometidos a un proceso formal de aprobación facilita el seguimiento y el control por parte del órgano regulador de cualquier cambio en la organización y en la gestión de la instalación que pudiese afectar negativamente a la seguridad de la misma.

Merece especial atención el grupo de Garantía de Calidad de las instalaciones (ver Art. 23), puesto que esta unidad depende directamente de la dirección de la empresa titular de la instalación lo cual beneficia notablemente su independencia de criterio al no estar involucrada en la línea de gestión de la instalación. Esta unidad tiene que aprobar todos los procedimientos, manuales, propuestas de modificaciones, etc. de las actividades relacionadas con la seguridad.

La organización del explotador para casos de emergencia y las misiones y responsabilidades asignadas a cada uno de los puestos se establecen también detalladamente en el Plan de Emergencia Interior.

En las centrales nucleares, los aspectos relacionados con su responsabilidad en la gestión del combustible gastado, están incluidos en la organización de explotación y reflejados adecuadamente en los documentos oficiales.

En lo que respecta a ENRESA, conviene comentar dos aspectos importantes, el soporte técnico y la interfase con los productores de residuos, incluidos los titulares de las centrales nucleares. El Real Decreto de creación de ENRESA establece en su artículo 10, que ENRESA recibirá asesoramiento y soporte técnico del Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat), antes Junta de Energía Nuclear (JEN). Este soporte está procedimentado mediante un acuerdo de colaboración que fija las áreas de trabajo y los productos esperados.

En lo que se refiere a las interfases con los productores de residuos, ENRESA ha concluido acuerdos formales tanto con los titulares de instalaciones nucleares como con los pequeños productores, en los que se fijan claramente las responsabilidades y ámbitos de actuación de las dos partes.

21.3. Responsabilidad por daños nucleares

De acuerdo con la Ley sobre Energía Nuclear, el explotador de una instalación nuclear o de cualquier otra instalación que produzca o trabaje con materiales radiactivos o que cuente con dispositivos que puedan producir radiaciones ionizantes, será responsable de los daños nucleares. Esta responsabilidad será objetiva y estará limitada en su cuantía hasta el límite de cobertura que se señala en la Ley.

En efecto, el artículo 55 de la Ley sobre Energía Nuclear dispone que todo explotador de una instalación nuclear, además de obtener la previa autorización, deberá establecer una cobertura de los riesgos que puedan producirse en relación con la responsabilidad derivada de accidentes nucleares. Las condiciones y requisitos de esa cobertura están fijados en el citado Reglamento sobre Cobertura de Riesgos Nucleares.

La Ley del Sector Eléctrico de 1997, ha actualizado las cuantías de la cobertura exigible a las instalaciones nucleares, de acuerdo con lo establecido en el artículo 57 de la Ley sobre Energía Nuclear. Así, en el caso de instalaciones nucleares, la cobertura exigible, será de 150 millones de euros. No obstante, el Ministerio de Economía (MINECO) podrá imponer otro límite, no inferior a 6 millones de euros, cuando se trate de transportes de sustancias nucleares o de cualquier otra actividad, cuyo riesgo, a juicio del CSN, no requiera una cobertura superior. Igualmente, podrá aumentarse la cuantía, cuando los compromisos internacionales aceptados por el Estado español lo hagan necesario o cuando el transcurso del tiempo o la variación del índice de precios al consumo lo impongan.

De acuerdo con las consideraciones anteriores, se ha establecido una cobertura de 6 millones de euros para la instalación de almacenamiento de residuos de El Cabril.

21.4. Actividades de control regulador

El control regulador se lleva a cabo, fundamentalmente, a través de las actividades de evaluación e inspección realizadas por el CSN.

Si bien el explotador es el responsable de la operación en condiciones de seguridad de la instalación, el CSN es quien ha de ejercer la vigilancia y control del mantenimiento de esas condiciones, para lo cual puede efectuar las inspecciones necesarias en las instalaciones y equipos y puede suspender cautelarmente el funcionamiento de la instalación cuando no sea suficientemente seguro o presente riesgos que excedan de los límites tolerables. En todo caso, el cumplimiento de los requisitos impuestos por el Organismo regulador no exime al explotador de la obligación fundamental de garantizar la protección del público, los trabajadores y el medio ambiente.

En lo que se refiere a la organización del titular, el CSN tiene competencias para vigilar su idoneidad y, en todo caso, cualquier modificación, que proponga el titular y afecte al contenido de documentos de licencia, debe someterse nuevamente a una autorización expresa del MINECO, previo informe favorable del CSN.

En este contexto, y con un objetivo más amplio que el referido a las responsabilidades en la gestión de residuos, el CSN ha emitido la guía de seguridad GSG-1.13, "Contenido de los reglamentos de funcionamiento de las centrales nucleares". Su objetivo es definir unos criterios que uniformicen el contenido de los reglamentos de funcionamiento de las instalaciones en operación, ya que, en primer lugar, existían diferencias significativas en el contenido de los reglamentos de las diferentes instalaciones y, en segundo lugar, los efectos asociados a la liberalización del marco económico del sector eléctrico refuerzan la importancia del seguimiento y control de los cambios organizativos de las instalaciones nucleares.

Dentro de este contexto relativo a la liberalización del sector eléctrico y debido a la fusión de las empresas titulares de Almaraz y Trillo por una parte, y de Ascó y Vandellós II por otra, se han realizado modificaciones organizativas en las centrales de Almaraz y Trillo en mayo de 2000 y de Ascó y Vandellós II en abril de 2001, que han llevado a la revisión de sus reglamentos de funcionamiento. Una de las consecuencias más relevantes, derivadas de las auditorías realizadas por el CSN, es que se solicitó a todas las centrales nucleares que elaboraran y remitieran al CSN un documento en el que se analizaran las exigencias mínimas en términos de capacidad técnica y dotación que debe tener cada departamento de su organización para garantizar la explotación segura de la instalación.

Adicionalmente, el CSN ha establecido que los titulares de las centrales deben analizar, justificar y documentar todas las reducciones del personal que realiza funciones de seguridad en las instalaciones, incluso en el supuesto de que estas no requirieran autorización previa por no implicar cambios en el Reglamento de Funcionamiento vigente de la instalación correspondiente.

En lo que se refiere a ENRESA, se han realizado auditorías de aspectos parciales de la organización, con especial énfasis en las interfases con los productores y la asignación de responsabilidades.

21.5. Valoración del cumplimiento

En España existe un marco reglamentario que asigna claramente la responsabilidad al titular de las actividades relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas, incluidas las de gestión de CG y de residuos radiactivos. Igualmente establece las correspondientes medidas para cubrir las responsabilidades por daños nucleares. El órgano regulador ejerce las actividades de vigilancia y control del mantenimiento de las condiciones de licencia. Por lo tanto, se considera que España cumple adecuadamente con las obligaciones de este artículo.

Artículo 22. Recursos humanos y financieros

22.1. Disponibilidad y calificación de recursos humanos

La disponibilidad de los adecuados recursos humanos y financieros es un elemento clave para el mantenimiento de las condiciones de seguridad de las instalaciones nucleares. El RINR, que regula el régimen de autorizaciones administrativas, tanto para las instalaciones nucleares y radiactivas como para otras actividades específicas relacionadas con la aplicación de radiaciones ionizantes, establece requisitos para las organizaciones que debe de presentar el titular en las distintas autorizaciones, así como para las licencias y acreditaciones del personal.

Así, en la fase de solicitud de autorización previa, el titular deberá presentar, entre otros documentos, la organización prevista por el solicitante para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción. Durante la fase de solicitud de autorización de construcción, el titular ha de presentar la organización prevista para la futura explotación de la instalación y programa preliminar de formación del personal de explotación. Finalmente, la solicitud de explotación requiere un Reglamento de Funcionamiento de la instalación, que contiene la organización del titular, incluyendo las funciones y responsabilidades de todos aquellos puestos que tienen relación con la seguridad nuclear y la protección radiológica. Las modificaciones de estos documentos deben de ser aprobadas por la Dirección General de Política Energética y Minas del MINECO, previo informe preceptivo del CSN.

En el capítulo de organización del Reglamento de Funcionamiento, se debe especificar la organización del personal adscrito a la instalación, incluyendo la definición de los puestos y sus responsabilidades asociadas, las normas de operación y protección radiológica en régimen normal y en condiciones de accidente y definir los programas básicos de formación y entrenamiento del personal con o sin licencia, estableciendo la competencia técnica para cada misión específica, así como los programas de reentrenamiento que se consideren adecuados. Así mismo, en el Plan de Emergencia Interior se fijan las responsabilidades y recursos humanos necesarios para hacer frente a las situaciones de emergencia.

El hecho de que los cambios al Reglamento de Funcionamiento de una instalación estén sometidos a un proceso formal de aprobación facilita el seguimiento y control por parte del CSN de cualquier cambio en la organización y en la gestión de la instalación que pudiese afectar negativamente a la seguridad de la misma.

El CSN, una vez entran en explotación las instalaciones, hace inspecciones periódicas, enfocadas principalmente a comprobar la formación académica, experiencia y formación requerida en cada tipo de puesto, la formación básica en protección radiológica de todos los operarios, el alcance de los programas de reentrenamiento y que éstos cubren cambios de normativa, modificaciones de diseño y experiencias operativas relevantes. Los titulares han de remitir al CSN un informe anual que resume las principales actividades de formación y reentrenamiento de su personal relacionadas con la seguridad nuclear o la protección radiológica.

En cuanto a la cualificación del personal, el RINR establece que el desempeño de los puestos de Jefe de Servicio de Protección Radiológica, Supervisor y Operador de instalaciones nucleares o radiactivas requieren la posesión de licencias específicas. Cada una de tales licencias es personal, faculta a su titular a desarrollar su labor en una instalación determinada y son concedidas por el CSN previo examen de competencia de los candidatos por un Tribunal designado por el CSN (Guías de Seguridad del CSN 1.1. Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de CC.NN.; y 7.2. Cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes para responsabilizarse del correspondiente servicio o unidad técnica, o Jefe de Servicio en Protección Radiológica).

El sistema establecido para la concesión de las autorizaciones de explotación asegura la disponibilidad del personal calificado necesario para la operación segura de las instalaciones y el sistema para su renovación asegura la reevaluación de la seguridad y la incorporación de las modificaciones necesarias para su mantenimiento durante toda la vida de la instalación nuclear.

En España, la responsabilidad específica sobre la gestión de los residuos radiactivos y la clausura y desmantelamiento de instalaciones nucleares fue asignada en 1984 (R.D. 1522/1984) a ENRESA. Esta empresa dispone de una organización y una plantilla que le permite acometer los programas de gestión establecidos en el PGRR aprobado por el Gobierno. A 31 de diciembre de 2001, la empresa disponía de una plantilla de 277 personas, de las cuales 149 están destinadas en la sede de Madrid, 117 en la instalación centralizada de residuos de baja y media actividad de El Cabril y 11 en el proyecto de desmantelamiento y clausura de la C.N. Vandellós 1.

En cualquier caso, ENRESA como explotador responsable de estas instalaciones, está, asimismo, sometido al régimen de autorizaciones y controles derivadas de la reglamentación existente a la que se ha hecho referencia anteriormente.

22.2. Disponibilidad de recursos financieros

El esquema nacional de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado dispone, no sólo de una clara asignación de responsabilidades, sino también de un sistema de financiación que permite hacer frente al cumplimiento de dichas responsabilidades.

El sistema de financiación se basa, en la parte referida fundamentalmente a las CC.NN., en la recaudación mediante la aplicación de cuotas porcentuales sobre el total de la facturación por venta de energía eléctrica de todo el sector eléctrico durante la vida operativa de las centrales y, en lo referido a la primera parte del ciclo del combustible, en un porcentaje sobre el valor de las producciones de contratos de uranio y de elementos combustibles. Por otra parte, para los demás productores de residuos (Ciemat y las instalaciones radiactivas), se basa en una contraprestación económica por los servicios prestados, mediante el pago de las tarifas establecidas a facturar en el momento

de recogida de los residuos. Los precios se fijan con acuerdo a unos criterios establecidos en el Contrato Tipo aprobado por el antiguo Ministerio de Industria y Energía (ahora MINECO).

El esquema de financiación en vigor establece un sistema de pagos a cuenta de forma que los ingresos percibidos a través de la recaudación resultante de la aplicación de las cuotas porcentuales se acumulen para financiar los costes que se producirán, normalmente, años después. A fin de asegurar la financiación de una forma automatizada y en concordancia con el sistema establecido, ENRESA viene dotando una provisión de fondos que se recaudan a través de la facturación arriba mencionada. El balance económico final de la gestión de ENRESA debe ser cero. Tanto los ingresos obtenidos mediante la cuota como los rendimientos financieros excedentes netos, deben destinarse a la creación de un fondo especial del que sólo podrá disponerse para el cumplimiento del objetivo para el que ha sido creada ENRESA y para financiar las actividades contempladas en el PGRR aprobado por el Gobierno (disposición adicional de la Ley 24/2001, de 27 de diciembre, sobre Medidas Fiscales, Administrativas y del Orden Social).

La gestión del Fondo creado es responsabilidad de ENRESA, existiendo un Comité de Seguimiento y Control adscrito al MINECO al que corresponde la supervisión, control y calificación de las inversiones financieras de dicho Fondo.

ENRESA, en el marco de sus obligaciones derivadas del R.D. de su fundación, tiene que presentar cada año al MINECO un informe económico-financiero que le permite revisar los costes totales previstos para la gestión de los residuos radiactivos y clausura y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas. El valor anual de las cuotas porcentuales se establece anualmente por el Gobierno en el R.D. sobre tarifas eléctricas, basándose en los cálculos efectuados por ENRESA.

22.3. Valoración del cumplimiento

De lo expuesto en los apartados anteriores, se puede decir que en España existe, por un lado, un marco reglamentario que permite disponer del personal calificado para las actividades relacionadas con la seguridad durante la vida operacional de las instalaciones nucleares y radiactivas, incluidas las de gestión de CG y de residuos radiactivos. Por otro lado, existe un claro esquema de financiación que permite acometer las actividades necesarias para la construcción, operación, clausura, desmantelamiento y vigilancia institucional de las instalaciones de gestión de CG y residuos radiactivos. Por lo tanto, España cumple adecuadamente con las obligaciones de este artículo de la Convención.

Artículo 23. Garantía de calidad

23.1. Requisitos reglamentarios

El RINR es la norma, dentro del sistema legal español, en la que se establece el régimen de autorizaciones al que están sometidas las instalaciones nucleares y radiactivas y los requisitos que deben cumplir los titulares para obtener dichas autorizaciones.

Entre los requisitos exigidos para la concesión de las autorizaciones asociadas al ciclo de vida de las instalaciones nucleares, está el disponer de un programa de garantía de calidad aprobado.

Las instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares, excepto las de almacenamiento incidental durante el transporte, son consideradas instalaciones nucleares. Las instalaciones de almacenamiento centralizado de residuos radiactivos de baja, media actividad y alta actividad, reciben el tratamiento de instalaciones nucleares, y por consiguiente, a las distintas fases del ciclo de vida de estas instalaciones se les requiere la aplicación de un programa de garantía de calidad.

Las actividades de gestión, dentro de las propias instalaciones nucleares, del combustible gastado y de los residuos radiactivos están incluidas en el alcance de los programas de garantía de calidad aplicable a la explotación de las mismas.

Otras actividades que dan lugar a la generación de gran cantidad de residuos radiactivos son las asociadas al desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo de combustible nuclear. Para estos casos, el RINR requiere, también, la aplicación de un programa de garantía de calidad aprobado por la administración.

23.2. Programa de garantía de calidad en la gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos

España, actualmente, no dispone de almacenamiento centralizado de combustible gastado, por lo que este es almacenado en las propias centrales nucleares y, según se indicó anteriormente, su gestión está incluida dentro del alcance de los programas de garantía de calidad aplicables a la explotación de las mismas, al igual que la gestión de los residuos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos generados durante su explotación.

España dispone del almacenamiento centralizado de El Cabril para residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad procedentes de las centrales nucleares, centros de investigación, industria, etc., el cual está gestionado por ENRESA. Dicho almacenamiento está clasificado como instalación nuclear y como tal, de acuerdo con el RINR, le ha sido requerida la aplicación de programas de garantía de calidad a las fases de autorización del emplazamiento, construcción y explotación.

La central nuclear Vandellós I, la planta Elefante de tratamiento de concentrados de uranio natural y las instalaciones del centro de investigación Ciemat, que se encuentran en distintas fases de desmantelamiento, disponen de programas de garantía de calidad aplicables a dichas actividades y sometidos a aprobación por parte del CSN.

La filosofía y requisitos del programa de garantía de calidad se recogen en el Manual de Garantía de Calidad, que es considerado, en las correspondientes autorizaciones, como un documento oficial de la instalación de obligado cumplimiento. Dicho documento requiere aprobación por parte de la autoridad reguladora.

El titular de la instalación puede introducir, bajo su responsabilidad, modificaciones en el Manual de garantía de calidad, siempre que los cambios no reduzcan los compromisos contenidos en el programa de garantía de calidad en vigor. Los cambios que reduzcan dichos compromisos deben ser apreciados favorablemente por el CSN antes de su entrada en vigor.

Se entiende por compromisos, aquellos que figuran en el Manual de garantía de calidad vigente en forma de normas y guías aplicables, así como la propia descripción del programa reflejada en el contenido del Manual, según se especifica en las instrucciones técnicas complementarias emitidas por el CSN.

Las revisiones del Manual de garantía de calidad deben remitirse al CSN en el plazo de un mes, desde su entrada en vigor.

El CSN ha emitido diversas guías de seguridad con el objeto de recomendar las normas de referencia en que deben basarse los programas de garantía de calidad aplicables a todas las fases del ciclo de vida de las instalaciones nucleares españolas. La Guía de Seguridad GSG 10.1 "Guía básica de garantía de calidad para instalaciones nucleares" recomienda la aplicación de la norma española UNE 73-401 "Garantía de calidad en las instalaciones nucleares", cuyos requisitos están de acuerdo con los del apéndice B del 10 CFR50 de EE UU y con los de los códigos y guías del OIEA sobre garantía de calidad. También se considera aceptable la aplicación directa de las normas básicas del país origen del proyecto o las guías y códigos emitidos por el OIEA.

El titular de la instalación es responsable de asegurar que se establece y ejecuta un programa de garantía de calidad para la explotación segura de la misma, pudiendo delegar en otras organizaciones o en especialistas el trabajo de establecerlo y ponerlo en práctica, pero conserva la responsabilidad de la efectividad del programa en su conjunto.

La organización que realiza la evaluación de la eficacia del programa de garantía de calidad y la verificación de que las actividades se realizan cumpliendo los requisitos establecidos, debe tener autoridad, libertad e independencia, dentro de la organización del titular, para identificar los problemas de la calidad y verificar la efectividad de las soluciones adoptadas.

Adicionalmente a la evaluación independiente, los titulares están introduciendo actividades de autoevaluación para mejorar la eficacia de los programas.

La GSG 10.1 es aplicable a todas las actividades relacionadas con la seguridad, realizadas por y para las instalaciones nucleares españolas. Se incluye, por consiguiente, no solo las actividades realizadas en las propias instalaciones nucleares, en sus diversas fases de estudio de emplazamiento, proyecto, construcción, puesta en marcha, explotación y desmantelamiento y clausura, sino también las realizadas en organizaciones exteriores, como pueden ser la ingeniería, fabricación e inspección de estructuras, sistemas o componentes destinados a estas instalaciones.

En lo que se refiere al transporte de residuos radiactivos, recientemente se ha emitido la GSG 6.1 "Garantía de calidad en el transporte de sustancias radiactivas" en la que se establecen recomendaciones sobre los requisitos en que deben basarse los programas de garantía de calidad de las empresas que desarrollan actividades en alguna de las fases del transporte de material radiactivo, en la cual, adicionalmente a la normativa básica anteriormente indicada, se ha tenido en cuenta la Guía del OIEA Safety Series N° 113 "Quality assurance for the safe transport of radioactive material", la Regulatory Guide 7.10 Establishing Quality Assurance Programs for packaging used in the transport of radioactive material" de la U.S. Nuclear Regulatory Commission y la UNE-EN 12798 "Sistema de la calidad en el transporte. Transporte por carretera, ferrocarril y vía fluvial. Requisitos del sistema de la calidad complementarios a la Norma EN ISO 9002 con respecto a la seguridad en el transporte de mercancías peligrosas".

El resto de guías del CSN sobre garantía de calidad cubren aspectos específicos aplicables en el diseño, explotación, puesta en servicio, ensayos, pruebas e inspecciones, auditorías, adquisición de suministros, etc.

23.3. Actividades de control regulador

El control regulador se lleva a cabo a través de las actividades de evaluación e inspección realizadas por el CSN.

En lo que se refiere a las actividades de evaluación, el CSN comprueba que los manuales de garantía de calidad desarrollan los criterios de la normativa nuclear recomendada y que las personas con responsabilidad en garantía de calidad disponen de suficiente autoridad y libertad para identificar condiciones adversas a la calidad, recomendar o facilitar soluciones y verificar la puesta en práctica de tales soluciones y que se establecen los mecanismos de acceso de dichas personas a un nivel de dirección tal que las garantice la autoridad, libertad e independencia necesarias para llevar a cabo sus funciones. Asimismo evalúa los planes de calidad específicos aplicables al diseño y fabricación de los contenedores de transporte y almacenamiento de combustible nuevo y gastado.

El programa anual de inspecciones del CSN incluye la inspección de los programas de garantía de calidad de la instalación centralizada de almacenamiento de residuos sólidos de baja y media actividad del Cabril y de las actividades de desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I. Adicionalmente, suelen programarse inspecciones a los programas de garantía de calidad de otras actividades, tales como: desmantelamiento de la Planta Elefante de tratamiento de concentrados de uranio natural e instalaciones del Ciemat, transporte de materiales radiactivos, etc..

Independientemente de las inspecciones de las actividades de garantía de calidad, el programa de inspecciones del CSN contempla la inspección sistemática de las actividades de gestión del combustible gastado almacenado en las propias centrales nucleares y de los residuos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos generados en las instalaciones nucleares, para verificar el cumplimiento de los requisitos establecidos en la documentación de licencia.

23.4. Valoración del cumplimiento

De lo expuesto en los apartados anteriores se desprende que en España existe un marco reglamentario suficiente y se aplican los programas de garantía de calidad adecuados en relación con la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos.

Artículo 24. Protección radiológica operacional

En julio de 2001 se publicó el vigente Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI), que constituye la transposición a la reglamentación española de la Directiva 96/29 EURATOM de la UE en lo que se refiere a las normas para la protección de los trabajadores y los miembros del público contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes.

Tales normas son por tanto de aplicación en las instalaciones donde se almacena combustible gastado o residuos radiactivos.

El Reglamento establece como principios básicos de protección los de *justificación, optimización y limitación*, estableciendo a continuación las normas generales y requisitos aplicables a los distintos colectivos y situaciones.

En España el combustible gastado se almacena temporalmente en las centrales nucleares, por lo que los requisitos de protección se engloban en los generales aplicables a las instalaciones. Los residuos radiactivos de media y baja actividad se almacenan en El Cabril, instalaciones de ENRESA en Sierra Albarrana (Córdoba).

A continuación se describen las medidas implantadas en España para la protección de los trabajadores y del público durante la vida operacional de las instalaciones de gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos.

24.1. Protección de los trabajadores

24.1.1. Medidas adoptadas para asegurar que la exposición a las radiaciones se mantenga al nivel más bajo que sea razonablemente alcanzable

El concepto de optimización de la protección, comúnmente denominado criterio ALARA, fue introducido por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) en su publicación 26, manteniéndose y afianzándose en la publicación 60.

El criterio ALARA se encuentra recogido en el reglamento citado anteriormente, así el artículo 4 establece que *Las dosis individuales, el número de personas expuestas y la probabilidad de que se produzcan exposiciones potenciales, deberán mantenerse en el valor más bajo que sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores económicos y sociales.*

Los métodos para analizar y alcanzar un nivel óptimo para la protección varían desde el estricto sentido común hasta las técnicas más complejas de análisis coste/beneficio y multiatributos. El proceso de optimización está relacionado esencialmente con la fuente de radiación y debe ser aplicado primeramente en la fase de diseño. Es en esta fase donde es más eficaz alcanzar reducciones de dosis siguiendo análisis cuantitativos. En la fase operacional, en cambio, predominan los análisis informales, basados en la experiencia, la buena práctica y el juicio de ingeniería.

En relación con el cumplimiento del requisito reglamentario de que las dosis recibidas por los trabajadores expuestos se mantengan en niveles tan bajos como razonablemente sea posible alcanzar, cabe señalar que:

- ✓ La aplicación racional de este principio en las instalaciones se traduce en alcanzar un nivel de exposición a las radiaciones suficientemente bajo para garantizar una adecuada protección de los trabajadores (dentro de un rango de dosis muy inferior a los límites establecidos), pero sin que se llegue a cuestionar la viabilidad económica de las instalaciones.
- ✓ Uno de los índices más utilizados en el ámbito internacional para la valoración del grado de aplicación del criterio ALARA es el valor de la dosis colectiva anual.

- ✓ El CSN realiza regularmente un análisis comparativo de los valores que para este índice se obtienen en las centrales españolas y en las de EE UU y otros países de la OCDE.

Los resultados obtenidos para el citado índice ponen de manifiesto que, en términos globales, la situación de las instalaciones españolas, en cuanto a la aplicación del criterio ALARA se refiere, está en consonancia con la que existe en otros países. A fin de conseguir que esta situación se mantenga el CSN está promoviendo actualmente un mayor desarrollo en la implantación del principio ALARA. Son dos las líneas de actuación que se siguen al respecto:

- ✓ La utilización de índices más completos y adecuados para una valoración efectiva del grado de implantación del principio ALARA

En esta línea se ha publicado la Guía de Seguridad del CSN, GSG-01.05 *Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera*, que permite conocer, a partir de 1991, de forma completa la información de la dosis colectiva asociada a cada una de las tareas realizadas en las recargas, utilizando para estas tareas una codificación compatible con la utilizada en la UE.

En esta misma línea el CSN participa activamente en el Sistema de Información sobre Exposición Ocupacional (ISOE), promovido por la NEA-OCDE. Esta participación permite al CSN tener acceso a información internacional sobre los datos de dosis colectiva por tareas y de las técnicas de reducción de dosis que se aplican en los diferentes países.

- ✓ Una revisión en profundidad del contenido, estructura y alcance de los programas de reducción de dosis implantados en las centrales españolas, basada en tres líneas de actuación:

- ⇒ Extender la responsabilidad de la aplicación del principio ALARA (actualmente delegada a los Servicios de Protección Radiológica) a otras unidades de la organización, en particular a los niveles de gestión más elevados.

- ⇒ Potenciar la eficacia de la aplicación del criterio ALARA a través de la existencia de una estructura específica y permanente para su gestión.

- ⇒ Homogeneizar los programas de reducción de dosis

En 1999 se publicó la Guía de Seguridad del CSN 1.12 "Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares" que contiene los criterios generales a considerar por la organización de las empresas que participan en actividades relacionadas con la explotación de las centrales nucleares, para gestionar la optimización de las exposiciones a las radiaciones ionizantes.

24.1.2. Medidas adoptadas para asegurar que ningún trabajador sea expuesto, en situaciones normales a dosis de radiación que superen las prescripciones nacionales de limitación de dosis que tengan debidamente en cuenta normas de protección radiológica internacionalmente aprobadas.

Los límites de dosis para los trabajadores expuestos que se establecen en el nuevo RPSRI están basados en las recomendaciones de la ICRP- 60 y son los siguientes:

1. Límite de dosis efectiva (5 años oficiales consecutivos): 100 mSv, sujeto a una dosis efectiva máxima de 50 mSv en cualquier año oficial.
2. Límites de dosis equivalente anual (año oficial)

Piel (promediada sobre 1 cm ²)	Cristalino	Manos, antebrazos, pies y tobillos
500 mSv	150 mSv	500 mSv

Para la prevención de la exposición de los trabajadores, éstos se clasifican según sus condiciones de trabajo. También se clasifican los lugares de trabajo en diferentes zonas en función de las dosis anuales que es posible recibir en los mismos y se establecen las normas y medidas de control a aplicar en las diferentes zonas y a las distintas categorías de trabajadores. Asimismo, se establecen requisitos para la determinación de las dosis y su registro y para la vigilancia médica de los trabajadores.

En relación con el cumplimiento de los límites de dosis establecidos para los trabajadores expuestos, la normativa vigente en España en materia de protección radiológica, recoge los siguientes requisitos en relación con la dosimetría de las personas que, a consecuencia de su actividad laboral, están expuestas a la acción de las radiaciones ionizantes:

- ✓ Se debe disponer de sistemas de vigilancia adecuados para determinar las dosis recibidas por los trabajadores expuestos
- ✓ La dosimetría individual debe ser realizada por entidades expresamente autorizadas por el CSN.
- ✓ El trabajo en presencia de radiaciones ionizantes se debe desarrollar de forma que las dosis recibidas por los trabajadores expuestos sean inferiores a los límites de dosis establecidos.

Un análisis de la situación de la dosimetría de los trabajadores expuestos en las instalaciones nucleares españolas se puede realizar sobre la base de una valoración del grado en que estos requisitos reglamentarios se satisfacen en la práctica.

La práctica seguida por las instalaciones españolas, en cuanto a los sistemas de vigilancia radiológica utilizados para la determinación de las dosis recibidas por su personal, es coherente con las directrices que al respecto emanan de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP); en efecto:

- ✓ Los trabajadores expuestos clasificados como de Categoría A están provistos de dosímetros físicos individuales (dosimetría oficial) cuyo procesado, con periodicidad mensual, permite conocer las dosis por ellos recibidas en el conjunto de actividades que hayan desarrollado durante ese periodo de tiempo.

Adicionalmente, para la realización de tareas en el interior de zona controlada, se utilizan dosímetros individuales de lectura directa (dosimetría operacional), que permiten conocer de forma inmediata las dosis recibidas en la realización de esas tareas, lo que permite una adecuada planificación de las mismas desde el punto de vista radiológico.

- ✓ Aparte de estos sistemas de vigilancia radiológica individual, se dispone de sistemas de vigilancia de zonas, fijos y portátiles, que se distribuyen en áreas pre-seleccionadas y que, asimismo, permiten una valoración de las dosis recibidas por los trabajadores expuestos durante su permanencia en dichas áreas.

- ✓ Las dosis individuales recibidas por los trabajadores expuestos pertenecientes a la categoría B, se puede realizar a partir de los resultados de la vigilancia realizada en el ambiente de trabajo siempre y cuando éstos permitan demostrar que dichos trabajadores están clasificados correctamente en la categoría B.
- ✓ El control de la dosimetría interna de los trabajadores con riesgo de incorporación de material radiactivo se lleva a cabo con una periodicidad mínima anual para los trabajadores de plantilla y se efectúan controles previos y posteriores a las operaciones a realizar, en el caso de los trabajadores de contrata.

La idoneidad de los sistemas de vigilancia utilizados se evalúa por el CSN en la fase de proyecto de las instalaciones; son asimismo objeto de evaluación los aspectos relativos al mantenimiento y operación de dichos sistemas que, adicionalmente, se verifican en las inspecciones periódicas del CSN.

La situación de las instalaciones nucleares españolas en relación con la no superación de los límites de dosis reglamentarios, puede calificarse de satisfactoria ya que:

- ✓ En cuanto a dosimetría externa, no se ha producido ningún caso de superación de los límites de dosis reglamentarios. Más aún, los resultados obtenidos muestran que, sistemáticamente, un elevado porcentaje (superior al 90%) de los trabajadores expuestos presentan dosis inferiores a la décima parte de dichos límites.
- ✓ En cuanto a dosimetría interna, la experiencia obtenida hasta la fecha es satisfactoria, ya que sólo se producen casos de contaminación interna de forma muy esporádica. De hecho, a pesar de que el nivel de registro establecido por el CSN (1% del Límite Anual de Incorporación reglamentario), que estuvo en vigor hasta finales de 2000, es muy inferior al que al respecto recomienda la Comisión Internacional de Protección Radiológica (10% del Límite Anual de Incorporación), sólo en contados casos se ha superado dicho nivel de registro. A partir de enero de 2001 se ha fijado como nivel de registro anual 1 mSv.

Los valores de dosis obtenidos mediante los sistemas de dosimetría oficial son periódicamente remitidos al CSN que se encarga de la gestión y mantenimiento de un banco dosimétrico de alcance nacional. Este envío hace posible la evaluación por el CSN de los datos dosimétricos estableciendo en caso de detectarse alguna anomalía las acciones correctoras oportunas. Asimismo, los titulares de las instalaciones están obligados a notificar al CSN cualquier incidente de potencial sobreexposición a radiaciones, evaluándose la idoneidad de las actuaciones realizadas por los servicios de protección radiológica y requiriéndose, si es necesario, la adopción de medidas adicionales, así como las actuaciones necesarias para evitar la repetición de incidentes análogos.

A continuación se presentan datos concretos de la dosimetría de los trabajadores expuestos tal y como se han incluido en el informe del CSN al Congreso de los Diputados correspondiente al año 2001.

a) Centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril

Los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril en el año 2001 fueron 247. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 23 mSv/persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,66 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 1,31% con respecto al límite anual.

b) Centrales Nucleares

Por lo que respecta a los resultados dosimétricos correspondientes al año 2001 para el conjunto de las centrales nucleares cabe destacar que fueron 6.532 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en esta área y que fueron controlados dosimétricamente. Estas lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 4.559 mSv/persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 1,48 mSv/año y considerando el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 2,96% del límite anual de dosis (50 mSv/año).

La principal contribución a la dosis colectiva en este sector (3.741 mSv/persona) correspondió al personal de contrata, con un total de 4.452 trabajadores y una dosis individual media de 1,57mSv/año. En el caso del personal de plantilla la dosis colectiva fue de 818 mSv/persona, con un total de 2.142 trabajadores y una dosis individual media de 1,17 mSv/año.

En cuanto a la dosimetría interna se llevaron a cabo controles, mediante medida directa de la radiactividad corporal, a todos los trabajadores con riesgo significativo de incorporación de radionucleido y en ningún caso se detectaron valores superiores al nivel de registro establecido (1% del límite de incorporación anual).

24.2. Protección del público

El RPSRI requiere expresamente que la exposición a que se vean sometidos los miembros del público, como consecuencia de una práctica que haya sido justificada, deberá mantenerse en el valor más bajo que sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores económicos y sociales (ALARA). Esta filosofía se aplica tanto en la etapa de licenciamiento como en las de operación, desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares españolas en general y, en particular, de las de almacenamiento de combustible gastado y de gestión de residuos radiactivos, y así consta en la documentación oficial de explotación de cada una de ellas.

La aplicación rigurosa del criterio ALARA requiere que se realicen estudios de optimización para cada instalación mediante la aplicación de técnicas de análisis coste-beneficio o de otras equivalentes. En la práctica, ante las dificultades inherentes a la asignación de un valor monetario al Sievert-persona, en la mayoría de los países se ha seguido el proceso inverso, es decir, se han establecido unos valores de dosis muy bajos y basándose en ellos se ha efectuado el diseño de los sistemas de tratamiento de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos. Dichos valores son generalmente muy conservadores ya que se fijan como una pequeña fracción de los límites de dosis al público, por lo que no es previsible que un estudio de optimización concreto vaya a dar como resultado una dosis menor. Los valores establecidos para las instalaciones nucleares españolas provienen de la normativa de Estados Unidos dado que éste es el país de origen de la tecnología de todas las centrales nucleares españolas, excepto C.N. Trillo.

La Nuclear Regulatory Commission (NRC) efectuó una serie de estudios genéricos de optimización para los reactores de agua ligera de tecnología americana que permitieron obtener unos valores de dosis, que se incorporaron a la legislación estadounidense

(10CFR50 para las centrales nucleares y 10CFR61 para los almacenamientos de residuos radiactivos) como objetivos de diseño de los sistemas de tratamiento de los efluentes radiactivos. Por tanto, toda instalación de estas características cuyos sistemas de tratamiento satisfagan estos valores genéricos, puede considerarse implícitamente optimizada. No obstante, se podrían admitir otros valores ALARA siempre que sean el resultado de un proceso de optimización específico.

El RPSRI establece los siguientes límites de dosis para los miembros del público:

- ✓ Un límite de dosis efectiva de 1 mSv por año oficial. No obstante, en circunstancias especiales, se puede autorizar un valor de dosis efectiva más elevado en un único año oficial, siempre que el promedio durante cinco años oficiales consecutivos no sobrepase el valor antes indicado.
- ✓ Sin perjuicio de lo anterior, se establece un límite de dosis equivalente por año oficial de 15 mSv para el cristalino y de 50 mSv para la piel.

Con objeto de garantizar el cumplimiento de estos límites y asegurar que la exposición de la población es tan baja como sea razonablemente posible, así mismo se requiere que:

- ✓ Las prácticas se proyecten convenientemente de modo que se evite o reduzca al mínimo razonablemente posible la evacuación al medio ambiente de efluentes radiactivos.
- ✓ Los niveles de actividad para la emisión de los efluentes radiactivos al medio ambiente serán tales que tanto las concentraciones de actividad de los radionucleidos presentes en ellos, como las dosis que pueda recibir la población sean las más bajas razonablemente posibles, teniendo en cuenta factores económicos y sociales, y, en cualquier caso, siempre inferiores a los límites especificados para los miembros del público.
- ✓ Las instalaciones en las que se puedan generar efluentes y residuos sólidos que supongan un riesgo radiológico significativo, deberán estar provistas de sistemas independientes y específicos de almacenamiento, tratamiento y, en su caso, evacuación, cuyo funcionamiento será objeto de revisiones adecuadas para evitar descargas incontroladas.

24.2.1. Limitación de las descargas en las instalaciones nucleares

Las descargas de efluentes radiactivos están sometidas a una autorización expresa del MINECO, previo informe del CSN. En los permisos de explotación de todas las instalaciones nucleares españolas se establece, como parte de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), el sistema de limitación, vigilancia y control de los efluentes radiactivos que incluye:

- ✓ los límites de descarga,
- ✓ el programa de muestreo y análisis necesario para verificar el cumplimiento de los límites,
- ✓ la obligación de realizar mensualmente cálculos de dosis y estimar las dosis en los doce últimos meses consecutivos,

- ✓ la instrumentación mínima requerida para la vigilancia y control de los efluentes, así como los requisitos de operabilidad, las pruebas de vigilancia y la determinación de los puntos de tarado de los monitores, y
- ✓ los requisitos de operabilidad de los sistemas de tratamiento de efluentes, estableciéndose la obligación de efectuar una proyección de las dosis con objeto de planificar el tratamiento de los efluentes antes de su descarga al exterior.

En el caso de las centrales nucleares, el desarrollo en detalle de estas ETF se incluye en un documento específico denominado Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE), mientras que en el Centro de almacenamiento de residuos de El Cabril se desarrollan en el propio documento de Especificaciones Técnicas. El MCDE es un documento oficial de explotación de las instalaciones nucleares que contiene la metodología y parámetros utilizados en la estimación de las dosis al individuo crítico y en los cálculos de los puntos de tarado de los monitores de efluentes.

Los límites de descarga son valores que derivan de un proceso de optimización, por lo que son mucho más restrictivos que los límites básicos de dosis establecidos en el RPSRI. En el año 2001, tras la entrada en vigor del actual RPSRI, se efectuó una actualización de dichos límites de descarga que, si bien no supuso una modificación en los valores establecidos, sí conllevó el cambio de la magnitud dosimétrica limitada, ahora expresada en términos de dosis efectiva. Simultáneamente se acometió una revisión en profundidad del MCDE, modificándose, además de los factores de conversión de actividad a dosis, otros factores como las tasas de ingestión de alimentos, tras un estudio detallado de los datos a escala nacional. Los nuevos límites entraron en vigor en enero del 2002.

Actualmente, a las centrales nucleares, tanto durante la operación como en la etapa de desmantelamiento, se aplica un límite de dosis efectiva de 0,1 mSv/año, considerado para períodos de doce meses consecutivos. Este valor que corresponde al conjunto de los efluentes emitidos por cada una de las unidades de un emplazamiento, se distribuye entre líquidos y gases en función de las características específicas del emplazamiento, si bien, generalmente corresponden 0,08 mSv/año a los efluentes gaseosos y 0,02 mSv/año a los efluentes líquidos.

En el Centro de almacenamiento de El Cabril se aplica el criterio de vertido nulo para los efluentes radiactivos líquidos; las aguas potencialmente contaminadas que se generan se incorporan al mortero de relleno de los contenedores. Por tanto, en esta instalación únicamente se emiten efluentes radiactivos gaseosos al medio ambiente, para los cuales el límite de descarga es una dosis efectiva de 0,01 mSv durante doce meses consecutivos.

En el sistema de limitación español, la aplicación del criterio ALARA va aún más allá, de modo que, además de establecerse los límites de descarga, se requiere que los sistemas de tratamiento de los efluentes estén operativos y se utilicen cuando las dosis previstas superen una pequeña fracción de estos límites; de no existir este requisito podrían efectuarse vertidos de efluentes sin tratar siempre que las dosis debidas a los mismos fuesen inferiores a dichos límites. Con todo ello se dispone de un margen de seguridad muy amplio para garantizar que ningún miembro del público recibirá dosis significativas como consecuencia de la emisión de efluentes radiactivos durante la explotación normal de las instalaciones nucleares o durante su desmantelamiento.

24.2.2. Verificación del cumplimiento de los límites de descarga

Puesto que los límites de descarga están establecidos en términos de dosis, los titulares de las instalaciones nucleares españolas tienen que estimar mensualmente las dosis acumuladas en doce meses consecutivos. Estos cálculos se llevan a cabo considerando como término fuente los resultados obtenidos a partir de los programas de muestreo y análisis y aplicando los procedimientos especificados en el MCDE.

La estimación de las dosis debidas a los efluentes radiactivos tiene como objeto verificar que los límites de descarga se cumplen incluso en las condiciones más desfavorables, por lo que son muy conservadores. Para cada instalación se define un grupo crítico, según se describe en ICRP-60. Se supone que los grupos críticos están situados en el área donde se estima que la concentración en el aire y la deposición de aerosoles son máximas. Respecto a los parámetros que intervienen en los cálculos, para las características locales, los hábitos de la población y el uso de la tierra y el agua se consideran valores propios de cada emplazamiento, sin embargo, también se utilizan algunos valores genéricos, tales como el período de tiempo en que los animales están pastando, el tiempo transcurrido entre la producción de alimentos y su consumo, etc. La metodología utilizada, descrita en el MCDE, es la misma en todas las instalaciones nucleares españolas y considera los siguientes supuestos:

- ✓ los cálculos se realizan para los individuos máximos, considerando como tales aquellos cuyos hábitos representan una desviación razonable respecto a la media de la población,
- ✓ todos los alimentos consumidos se producen en el área donde se localiza el grupo crítico, y
- ✓ el grupo crítico para los efluentes gaseosos también consume agua, cosechas regadas y productos animales contaminados con el agua afectada por los efluentes líquidos descargados.

Los valores obtenidos en estos cálculos, junto a otros datos relevantes de los efluentes, son remitidos mensualmente al CSN, donde se verifica el cumplimiento de los límites autorizados y se realiza un análisis y evaluación de la tendencia de las descargas.

También se establece que los titulares deben llevar a cabo programas de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) en la zona de influencia de las instalaciones nucleares. Estos programas, que son previamente evaluados y aprobados por el CSN, suponen la recogida y análisis de un gran número de muestras de aire, agua, suelos y sedimentos, organismos indicadores, y alimentos. A partir de los resultados de los PVRA, que se remiten anualmente al CSN, se puede conocer el impacto real de las descargas en el medio ambiente.

De modo adicional, el CSN realiza periódicamente estimaciones de las dosis a partir tanto de los datos reales de descarga, como de las medidas medioambientales.

24.2.3. Control de las descargas

De acuerdo con los requisitos reglamentarios, las instalaciones nucleares españolas disponen de sistemas de tratamiento de efluentes líquidos y gaseosos, en cuyo diseño se ha tenido en cuenta el principio de optimización, e incorporan la instrumentación necesaria para efectuar una adecuada vigilancia y control de los efluentes antes de su descarga al exterior. Estos sistemas permiten recoger, almacenar y procesar los diferentes tipos de residuos radiactivos líquidos y gaseosos que se generan durante la ope-

ración normal de las instalaciones, así como durante los incidentes operacionales previstos.

El permiso de explotación de las instalaciones nucleares requiere al titular que realice un estudio detallado de las descargas y la valoración radiológica de sus consecuencias y describa cómo los medios adoptados para su tratamiento y control cumplen con los requisitos nacionales e internacionales.

Durante la operación, los titulares tienen que demostrar que se realizan todos los esfuerzos razonables, desde la generación de residuos hasta los procedimientos de operación de los sistemas de tratamiento, para reducir las descargas y mantener su impacto radiológico tan bajo como sea posible técnica y económicamente. Deben implantar un Programa de mejora continuada conforme a la evolución de la normativa aplicable, a los avances tecnológicos y a la experiencia operacional. Asimismo, tienen que considerar la aplicabilidad de nueva normativa de los países origen de los proyectos.

Desde hace algunos años se requiere a los titulares de las centrales nucleares que también lleven a cabo una Revisión periódica de la seguridad en la que, sobre la base de un período de diez años:

- ✓ se analice el comportamiento global de la instalación,
- ✓ se demuestre que las lecciones aprendidas del análisis de la experiencia operacional se han implantado correctamente, y
- ✓ se evalúe si son aplicables a la instalación los cambios relevantes que se introducen en las plantas de nueva generación.

Por otro lado, el CSN lleva a cabo sistemáticamente un análisis de las tendencias que se observan en los efluentes radiactivos de todas las instalaciones nucleares y se requiere al titular que justifique cualquier tendencia ascendente y que restablezca los valores originales si es factible, incluso si los valores son muy inferiores a los límites de descarga establecidos. A este respecto, al comienzo de la década de los 90, se establecieron los denominados "Niveles de referencia" para los efluentes líquidos y gaseosos de las centrales nucleares españolas, expresados en términos de actividad de grupos de nucleidos, que indican la operación óptima del reactor en relación con la generación de desechos radiactivos y las descargas al medioambiente. Estos valores pueden ser revisados tras un análisis detallado de:

- ✓ las descargas históricas y su relación con los límites autorizados
- ✓ las técnicas utilizadas y los procedimientos de operación adoptados por la planta en la gestión de los desechos radiactivos.

Por tanto, el sistema regulador español en el campo del control de los efluentes radiactivos constituye el marco adecuado para la aplicación eficaz de una política claramente establecida, en la cual se requiere la implantación de los avances tecnológicos aplicables, que cumple los requisitos y recomendaciones de los organismos competentes internacionales, y que incorpora las medidas necesarias para asegurar que las descargas son limitadas y que se minimiza el impacto sobre el público y el medio ambiente.

Esto se pone manifiesto en los estudios comparativos realizados a escala internacional, de los que se desprende que los vertidos de las centrales nucleares españolas son similares a los de las centrales europeas de la misma tecnología.

En cualquier caso, las descargas de efluentes radiactivos de las instalaciones nucleares españolas representan un riesgo mínimo para los miembros del público y para la población en su conjunto, como se desprende de las dosis debidas a los vertidos; pese

a las aproximaciones tan conservadoras consideradas en su estimación, los valores obtenidos para los efluentes (líquidos y gaseosos) de las centrales nucleares españolas representan un 10% de los límites de descarga y un 1% para los efluentes (gaseosos) del centro de almacenamiento de El Cabril.

24.2.4. Descargas no planificadas o no controladas

Para prevenir las descargas no planificadas y no controladas de materiales radiactivos al medio ambiente, las instalaciones nucleares españolas disponen de:

- ✓ Instrumentación de vigilancia que permite la detección de estas descargas
- ✓ Dispositivos de aislamiento de las descargas en caso de superarse unos valores preestablecidos
- ✓ Activación de alarmas en caso de detectarse condiciones anormales
- ✓ Controles administrativos

No obstante, si, pese a estas medidas, se produce una descarga no controlada o no planificada, los titulares de las instalaciones nucleares deben adoptar las medidas necesarias para detener o controlar esa descarga, si es posible, y para minimizar su impacto en el exterior. Así mismo, debe identificar la causa o causas que lo han motivado y definir las acciones a adoptar para evitar que vuelva a ocurrir. Todos estos aspectos tienen que ser notificados al CSN para su análisis y aprobación. Si se considera necesario, las medidas adoptadas son incorporadas en las restantes instalaciones del mismo tipo.

Los PVRA que llevan a cabo los titulares de las instalaciones nucleares, permiten identificar incrementos de actividad en el medio ambiente derivados de dichas descargas y comprobar la eficacia de las medidas adoptadas para mitigar sus efectos.

24.3 Valoración del cumplimiento

Mediante las medidas de protección radiológica de los trabajadores, los programas de vigilancia, limitación y control de efluentes y los programas de vigilancia radiológica ambiental que se han descrito, junto con la aplicación del criterio ALARA se considera que las instalaciones españolas cumplen correctamente los requisitos establecidos en este artículo.

Artículo 25. Preparación para casos de emergencia

25.1. Resumen de las leyes, reglamentos y requisitos referentes a la planificación y preparación ante situaciones de emergencia

La planificación y preparación ante situaciones de emergencia nuclear vienen regidas, en el Estado Español, por el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), y por el RINR. También, en la Ley de creación del CSN y en la Norma Básica de Protección Civil, se recogen disposiciones generales sobre emergencias que pudieran acontecer en instalaciones nucleares o radiactivas.

25.1.1. Norma Básica de Protección Civil

Esta norma, aprobada por Real Decreto de 24 de abril de 1992, determina la distribución de competencias sobre la preparación y planificación de emergencias de diversa índole entre las entidades que componen el Estado Español: Gobierno de la Nación (competencia de Estado), Comunidades Autónomas y entidades locales. Asimismo, determina diferentes tipos de planes en función de los riesgos específicos para los que se diseñan. En concreto, para las emergencias con riesgos radiológicos, se determina la competencia de Estado y su planificación de acuerdo con un Plan Básico.

25.1.2. Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN)

El Plan Básico de Emergencia Nuclear fue aprobado a propuesta del Ministerio del Interior, en Consejo de Ministros de fecha 3 de marzo de 1989, previos informes del CSN y de la Comisión Nacional de Protección Civil, y publicado mediante Orden del Ministerio de Interior el 29 de marzo de 1989.

El PLABEN constituye la directriz básica para la planificación de la respuesta a emergencias nucleares en el Estado. Su objetivo es la protección de la población de los efectos adversos de las radiaciones ionizantes, que se podrían producir por la liberación incontrolada de material radiactivo como consecuencia de un accidente nuclear, y define las actuaciones previstas por las Autoridades Públicas para efectuar esta protección. El PLABEN contiene, como fundamento, los criterios radiológicos definidos por el CSN para la planificación de la respuesta a emergencias en instalaciones nucleares.

Si bien el alcance del PLABEN se limita a las centrales nucleares de potencia, los principios y criterios contenidos en esta directriz pueden ser utilizados en la planificación de actuaciones en instalaciones o actividades que puedan dar lugar a emergencias radiológicas. Teniendo en cuenta la organización prevista en la misma, los mecanismos de disponibilidad, de comunicación y de movilización de recursos humanos y materiales pueden ser aprovechados para este tipo de emergencias, no solamente asociadas a las centrales nucleares.

El PLABEN, a efectos prácticos de aplicación, se desarrolla en:

- ✓ Planes Provinciales de Emergencia.
- ✓ Planes Interiores de Emergencia de las Instalaciones Nucleares.
- ✓ Planes Municipales de Emergencia.

Así como en el establecimiento de un Nivel Central (Nacional) de Respuesta y Apoyo constituido por la Dirección General de Protección Civil (DGPC) del Ministerio del Interior y por el CSN, dentro de sus respectivos ámbitos de competencia según se describen de forma más detallada en los párrafos siguientes.

25.1.3. Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear

La Ley 15/1980 de 22 de abril de 1980 de creación del CSN asigna a este Organismo, entre otras funciones, la de colaborar con las autoridades competentes en la elabora-

ción de los criterios a los que han de ajustarse los planes de emergencia de las instalaciones nucleares y, una vez redactados éstos, participar en su aprobación.

25.1.4. Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas

Este Reglamento requiere que, para la obtención de las autorizaciones preceptivas de la explotación o funcionamiento de una instalación nuclear, los solicitantes de estas elaboren y presenten un Plan de Emergencia que se aprobará al concederse dichas autorizaciones.

En España no existe ninguna instalación que tenga por principal finalidad la gestión de combustible gastado; no obstante sí se tiene una instalación que tiene por principal finalidad la gestión de residuos radiactivos que, según la Reglamentación española, está categorizada como instalación nuclear. Consecuentemente, esta instalación, al igual que las centrales nucleares de este país, debe disponer de un Plan de Emergencia Interior que es aprobado por el MINECO (Dirección General de Política Energética y Minas) previo informe preceptivo del CSN, que lo evalúa considerando normas específicas nacionales e internacionales.

25.1.5. Real Decreto de creación de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA).

El Real Decreto 1522/84 por el que se autoriza la constitución de ENRESA, asigna a esta empresa, en caso de emergencias nucleares, el cometido de actuar como apoyo a los servicios de protección civil, en la forma y circunstancias que se requieran.

25.2. Aplicación de las medidas de preparación para emergencias, incluido el papel del organismo regulador y otras entidades

25.2.1. Clasificación de las situaciones de emergencia

Categorías de emergencia

En los Planes de Emergencia Interiores de las centrales nucleares, los posibles accidentes que pueden ocurrir en el funcionamiento de las mismas quedan clasificados en 4 categorías de emergencia establecidas en función de las condiciones de la instalación y teniendo en cuenta la cantidad máxima de material radiactivo que podría liberarse al exterior, considerando una evolución pesimista del suceso iniciador de la emergencia.

De forma análoga, en la instalación de gestión de residuos radiactivos existente en España, las situaciones de emergencia están clasificadas en tres categorías, en orden de gravedad creciente y de probabilidad decreciente: Categoría I (Prealerta de Emergencia), Categoría II (Alerta de Emergencia) y Categoría III (Emergencia en el Emplazamiento) Esta clasificación se ha basado en los análisis de accidentes y de riesgos realizados sobre dicha instalación, de los cuales se ha deducido ausencia de liberación de materiales radiactivos hacia el exterior del emplazamiento en cantidad tal que hiciera necesario adoptar un plan de emergencia para fuera del mismo.

25.2.2. Plan de la instalación nuclear de gestión de residuos radiactivos para casos de emergencia en su emplazamiento, con inclusión de Organismos y sistemas de apoyo

Plan de Emergencia Interior

El objetivo de este Plan es recoger las actuaciones previstas por el titular de la instalación nuclear para reducir el riesgo de una emergencia radiológica y limitar, en caso de que se produzca, la liberación de material radiactivo al medio ambiente.

En este sentido, el titular de la instalación es responsable de operar correctamente la planta de acuerdo con sus especificaciones técnicas y procedimientos de operación, tanto en condición normal como en caso de accidente, y de notificar a las Autoridades Públicas la ocurrencia o inminente ocurrencia de una categoría de emergencia radiológica de forma pronta y precisa.

Estas actuaciones se recogen en el Plan de Emergencia Interior, que es un documento preceptivo para la solicitud y concesión de la Licencia de funcionamiento de dicha instalación nuclear, de acuerdo con lo previsto por el vigente RINR.

El Plan de Emergencia Interior es elaborado por el titular de la instalación y presentado al MINECO para su consideración y aprobación, si procede. La Dirección General de Política Energética y Minas del citado Ministerio es, actualmente, la Autoridad Nacional que aprueba los Planes Interiores de Emergencia de las Instalaciones Nucleares previa consideración del informe preceptivo del CSN.

Nivel Central de Respuesta y Apoyo

El Plan Básico de Emergencia Nuclear configura un modelo de respuesta a emergencias en instalaciones nucleares, el cual tiene nivel nacional y prevé la movilización de todos los recursos y capacidades del Estado español que sean necesarias para configurar dicha respuesta. La gestión de los recursos nacionales para apoyo de los niveles básicos o provinciales de respuesta se realiza a través del denominado Nivel Central de Respuesta y Apoyo integrado por:

- ✓ la DGPC encuadrada en el Ministerio del Interior, como órgano coordinador de todos los apoyos necesarios de los diversos Organismos de la Administración Central y de otras Administraciones y
- ✓ el CSN para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, coordinando éste a su vez a los diversos Organismos y empresas públicas o privadas cuya participación sea necesaria para atender las funciones específicas que tiene atribuidas el organismo.

25.2.3 Respuesta y preparación del CSN ante situaciones de emergencia

Las responsabilidades esenciales del CSN ante una emergencia radiológica son las siguientes:

- ✓ Seguimiento de la situación, obteniendo una evaluación independiente de la misma.
- ✓ Asesoramiento a las Autoridades en los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica en la emergencia.

- ✓ Propuestas a las Autoridades sobre la clasificación de la gravedad de la emergencia en el exterior y sobre las medidas de protección a la población.
- ✓ Informar, en coordinación con la información difundida a nivel local o provincial, a las Autoridades, opinión pública y medios de comunicación.

Para el cumplimiento de estas responsabilidades, el CSN debe desarrollar esencialmente las siguientes funciones:

- ✓ conocer y estimar la evolución del suceso iniciador,
- ✓ medir y analizar los niveles de radiación y contaminación,
- ✓ estimar los efectos radiológicos del accidente,
- ✓ determinar las medidas de protección a la población más adecuadas.

Para atender todas estas funciones, el CSN ha desarrollado un Plan de Actuación en Emergencia, en el que se incluye una Organización especial de sus recursos humanos y la disposición de medios y herramientas específicos para la ayuda a los procesos que debe realizar esta organización. La Sala de Emergencias (SALEM) es el lugar donde realiza su función la Organización de Emergencias del CSN y donde se ubican las herramientas necesarias para cumplir sus funciones. Esta Sala está atendida permanentemente por personal técnico y de apoyo.

En el [Anexo J](#)), se presenta una descripción del Plan de Actuación del CSN para situaciones de emergencia, incluyendo la Organización de Respuesta a Emergencias y las instalaciones y medios disponibles.

25.3 Capacitación y entrenamiento: simulacros y ejercicios

Los aspectos generales de la capacitación y entrenamiento de las personas que pueden intervenir en una emergencia están recogidos en el PLABEN, en los Planes Provinciales de Emergencia y en el Acuerdo del Consejo de Ministros que transpone la Directiva del Consejo de la Unión Europea 89/618/EURATOM sobre información a la población.

Las actividades de capacitación y entrenamiento del personal de respuesta a emergencias están sometidas a una planificación, que se concreta en programas anuales, tanto para el personal de las instalaciones nucleares como para el de las administraciones públicas que deben intervenir para afrontar emergencias radiológicas. Estos programas incluyen cursos teóricos y prácticos, ejercicios de entrenamiento y simulacros parciales y generales para verificar el grado de preparación del personal, así como de los sistemas y equipos de apoyo.

En lo que respecta a la instalación de gestión de residuos radiactivos, en ella se realiza preceptivamente un simulacro de emergencia interior con carácter anual. El objetivo de dicho simulacro de emergencia es comprobar la idoneidad del Plan de Emergencia Interior de la instalación, mediante la realización de un conjunto de actividades que abarcan la mayoría de las acciones de respuesta ante emergencias radiológicas que se establecen en dicho Plan.

El CSN realiza un seguimiento del desarrollo de los simulacros anuales de emergencia de la mencionada instalación, mediante la activación y actuación de su organización de emergencias en la SALEM. La participación de la organización de emergencias del CSN en estos simulacros se realiza en condiciones de máximo realismo, aplicando los procedimientos existentes para la activación y la actuación de los grupos operativos de esta organización. Además, en estos simulacros se practica la coordinación del CSN

con las Autoridades Provinciales y Nacionales que se precisen, con objeto de verificar la eficacia general de los procedimientos existentes para la coordinación con las entidades implicadas.

España participa activamente en los programas de ejercicios y simulacros que se establecen a nivel internacional: ejercicios del sistema ECURIE de la Unión Europea, programa de ejercicios INEX.2 de la OCDE y ejercicios bilaterales con Portugal. El CSN coordina la participación española en estos ejercicios, activando en todos ellos su organización de respuesta a emergencias. También participan los dispositivos de emergencia de Protección Civil y del Gobierno de la Nación, todos ellos en coordinación con el CSN. En estos ejercicios, además de verificarse los procedimientos internacionales de notificación de emergencias nucleares y de intercambio de información, también se ponen en práctica los procedimientos nacionales de coordinación de instituciones, especialmente los relacionados con el seguimiento de la situación, la toma de decisiones y los de información a los medios de comunicación y a la población en su conjunto.

25.4. Arreglos en el plano internacional, incluso con los países vecinos, según sea necesario

El Estado Español ha suscrito la Convención de Pronta Notificación de Accidentes Nucleares y la Convención de Asistencia Mutua en caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica. Respecto a la Convención de Pronta Notificación, el CSN es la Autoridad Nacional Competente y la SALEM constituye el Punto Nacional de Contacto. Respecto a la Convención de Asistencia Mutua, la DGPC es la Autoridad Nacional Competente y su Sala de Coordinación Operativa (SACOP) constituye el Punto Nacional de Contacto.

Por otra parte el Estado Español, como Estado Miembro de la Unión Europea, ha de establecer en su territorio y respecto a otros Estados y a la Comisión lo dispuesto por la Decisión del Consejo 87/600/EURATOM, sobre arreglos comunitarios para el rápido intercambio de información en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica, conocidos como acuerdos o arreglos ECURIE. El CSN es la Autoridad Nacional Competente para ECURIE y la SALEM constituye el Punto Nacional de Contacto para ECURIE.

Adicionalmente, el Estado Español y el Estado Portugués han suscrito y mantienen un Acuerdo Bilateral sobre la Seguridad Nuclear de las Instalaciones Nucleares Fronterizas que recoge actuaciones concretas de notificación e intercambio de información en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica ocurrida, o con efectos, sobre los respectivos territorios nacionales de ambos Estados. El CSN es la Autoridad Nacional Competente para la aplicación, mantenimiento y desarrollo del mencionado Acuerdo Bilateral y la SALEM constituye el Punto Nacional de Contacto.

25.5. Valoración del cumplimiento

De lo expuesto anteriormente se deduce que, en España, la Planificación y Respuesta a situaciones de emergencia radiológica, verifica lo dispuesto en el artículo 25.1 y 25.2 de la Convención.

El Plan Integrado de Emergencia Español, constituido por el Nivel Central de Respuesta y Apoyo, los Planes Interiores de Emergencia de las instalaciones nucleares, el Plan de Actuación en Emergencia del CSN y los instrumentos adecuados de coordinación e

interfase entre los mismos, suponen el cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 25.1 de la Convención, siendo que dichos planes se prueban regularmente mediante la realización periódica de ejercicios y simulacros tanto parciales como integrados.

Estos instrumentos de planificación y respuestas con los Acuerdos Internacionales y Bilaterales suscritos por el Estado Español en materia de emergencias, garantizan el cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 25.2 de la Convención.

Actualmente existen en España algunas actuaciones en curso y previstas con el objetivo de mejorar la capacidad general de respuesta a emergencias nucleares del Estado. Algunas de estas actuaciones se refieren a las siguientes materias:

- ✓ Revisión del Plan Básico de Emergencia Nuclear para introducir los nuevos criterios radiológicos definidos a nivel internacional.
- ⇒ Mejora y actualización de medios y capacidades de los Planes Provinciales.
- ⇒ Incorporación de nuevos sistemas de ayuda a la toma de decisiones.
- ⇒ Mejorar los aspectos de aplicación de los planes y procedimientos de información a la población.
- ⇒ Establecimiento de guías genéricas para el desarrollo de las actuaciones correspondientes a la fase de recuperación.

Artículo 26. Clausura

26.1. Esquema regulador del desmantelamiento y de la clausura

El esquema regulador de referencia para el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares españolas se recoge en el RINR. El capítulo VI de dicho reglamento está íntegramente dedicado al régimen de autorizaciones administrativas con las que deben contar los procesos de desmantelamiento y declaración de clausura de estas instalaciones. En la mayor parte de los casos, resulta también de aplicación lo contemplado en el *Real Decreto Legislativo 1302/1986 sobre Evaluación de impacto ambiental* y en el *Real Decreto 1131/1988 del Reglamento para la ejecución del Real Decreto Legislativo 1302/1986 sobre Evaluación de impacto ambiental*.

El citado reglamento establece dos autorizaciones ministeriales básicas para proceder a clausurar las instalaciones nucleares: la autorización de desmantelamiento y la llamada declaración de clausura.

Se entiende por desmantelamiento de una instalación nuclear al conjunto de actividades realizadas una vez obtenida la correspondiente autorización, que permiten solicitar, una vez finalizadas, la declaración de clausura de la instalación y que supondrá la liberación, total o restringida, de su emplazamiento.

La autorización de desmantelamiento, concedida por el MINECO, previo dictamen favorable del CSN sobre el plan de desmantelamiento propuesto por el titular, y tras una evaluación positiva por parte del Ministerio de Medio Ambiente del impacto ambiental del mismo, faculta al titular a ejecutar dicho plan y a iniciar las actividades de descontaminación y desmontaje de equipos, demolición de estructuras y retirada de materiales para permitir, en último término, la liberación total o restringida del emplazamiento (art. 12 1.f).

Si el plan de desmantelamiento de la instalación presenta distintas fases de ejecución, diferenciadas con períodos intermedios de inactividad o latencia o delimitados por cualquier otra separación significativa, la autorización concedida regulará solamente la fase inmediata a la misma, precisándose de unas nuevas autorizaciones para el desarrollo de las sucesivas fases (art. 32).

El proceso de desmantelamiento de una instalación finaliza con la declaración de clausura que libera a su titular de su responsabilidad como explotador y define, en el caso de que la liberación del emplazamiento quede restringida por algún tipo de condicionante, las limitaciones de uso que sean aplicables en el futuro, al tiempo que designa al responsable de mantenerlas y vigilar su cumplimiento (art. 12 1.f).

La declaración de clausura es concedida por el MINECO, una vez finalizadas las actividades de desmantelamiento, con el informe previo del CSN, una vez éste haya comprobado que se han cumplido las condiciones establecidas en el programa de desmantelamiento, especialmente las previsiones incluidas en el plan de gestión de residuos y en el plan de restauración del emplazamiento (art. 33).

26.2. Organización y responsabilidades en el desmantelamiento

El apartado c) del artículo 2 del Real Decreto 1522/1984 por el que se crea ENRESA, atribuye a ésta la responsabilidad de la gestión de las operaciones derivadas de la clausura de las instalaciones nucleares.

Extinguida la autorización de explotación de una instalación nuclear, la responsabilidad de su clausura recae inicialmente en el propio titular de la instalación que, antes de la concesión de la correspondiente autorización, se encarga de las denominadas actividades previas al desmantelamiento de la misma.

El titular de la instalación es el responsable de acondicionar los residuos radiactivos de operación que hayan sido generados durante la explotación de la misma (art. 28). Estos residuos radiactivos deben ser acondicionados de manera que se cumplan los criterios de aceptación de la instalación de almacenamiento a la que vayan a ser transferidos.

El titular de la instalación también es responsable de descargar el combustible del reactor y de las piscinas de almacenamiento del combustible irradiado o, en defecto de esto último, de disponer de un plan de gestión del combustible gastado aprobado por el MINECO, previo informe del CSN (art. 28).

En el contrato tipo entre ENRESA y las centrales nucleares aprobado por el MINECO, se establecen, más detalladamente, las responsabilidades y el alcance de los trabajos a realizar por el titular para planificar el desmantelamiento de las mismas por parte de ENRESA.

ENRESA, por su parte, está encargada de presentar el plan de desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares ante el MINECO y, una vez finalizadas las actividades previas al desmantelamiento que son responsabilidad del titular de la explotación, y tras la concesión de la pertinente autorización de desmantelamiento, es quien asume la responsabilidad en la ejecución de las actividades de desmantelamiento y clausura programadas en el plan autorizado y la cualidad de titular de la instalación.

Asimismo, una vez finalizada por ENRESA la ejecución del plan de desmantelamiento y clausura, ésta debe presentar ante el MINECO la solicitud de la declaración de clausura de la instalación.

26.3. Transferencia de titularidad para el desmantelamiento de centrales nucleares

La asunción de la responsabilidad del desmantelamiento de las centrales nucleares por parte de ENRESA precisa que la titularidad de las mismas se transfiera desde su titular de explotación a ENRESA. Entonces ésta quedará como titular de la instalación durante el desarrollo de las actividades de desmantelamiento, hasta la concesión de la declaración de clausura de la instalación, momento en el que el emplazamiento liberado de la instalación retorna a su propietario, el antiguo titular de la instalación.

La transferencia de titularidad se autoriza por el MINECO de manera simultánea con la autorización de desmantelamiento, una vez hayan finalizado las actividades previas al desmantelamiento, responsabilidad del titular de explotación de la central (art. 31).

Los procedimientos y mecanismos seguidos para efectuar esta transferencia de titularidad de la instalación, se establecen contractualmente entre el titular de la misma y ENRESA, formalizándose sus términos en la denominada acta de transferencia de titularidad.

26.4. Financiación del desmantelamiento

Los desmantelamientos de las centrales nucleares y otras instalaciones dedicadas a la fabricación de concentrados de uranio y combustibles nucleares son financiados con parte de los fondos que las empresas titulares de estas actividades transfieren a ENRESA durante la vida operativa de sus instalaciones en contraprestación de los servicios que ésta última asume de acuerdo con el Real Decreto de su creación.

A este respecto, el Real Decreto 1899/1984 sobre la Ordenación de actividades en el ciclo del combustible requiere y regula los contratos establecidos entre ENRESA y las empresas titulares de este tipo de instalaciones nucleares.

La contraprestación económica de los servicios realizados por ENRESA se expresa mediante un porcentaje sobre la recaudación por venta de energía eléctrica, en caso de las centrales nucleares, o sobre el valor de la producción de contratos de uranio y elementos combustibles nucleares en el caso de fábricas de la primera parte del ciclo del combustible (art. 5 b) 1. y 2.).

En el caso de otras instalaciones nucleares no comerciales, como las dedicadas a la investigación, la contraprestación de los servicios de ENRESA adopta los términos de facturación (art. 5 b) 3.).

26.5. Protección radiológica y emergencias durante el desmantelamiento

Las instalaciones nucleares en fase de desmantelamiento siguen siendo consideradas instalaciones nucleares hasta la concesión de la declaración de clausura de las mismas. Siguen sometidas a un régimen de inspección y control similar al del resto de las instalaciones nucleares, durante todo el periodo en el que se llevan a cabo las actividades para su desmantelamiento. Este control e inspección es responsabilidad tanto del CSN como de las demás autoridades competentes.

Lo señalado en el apartado referente al cumplimiento de lo dispuesto en los artículos 24 «Protección radiológica operacional, descargas y las emisiones no planificadas y no

controladas» y 25 «Preparación para casos de emergencia» de esta convención es plenamente de aplicación durante la fase de desmantelamiento de las instalaciones nucleares.

26.6. Archivo documental para el desmantelamiento y clausura

En el acta de transferencia de la titularidad de la instalación a clausurar de su titular a ENRESA, se establecen contractualmente los mecanismos y procedimientos que permiten a ésta el acceso a todos los archivos de operación de la instalación. ENRESA puede, de esta manera, acceder a toda la información disponible que considere relevante tanto para el diseño como para la ejecución del plan de desmantelamiento y clausura de dicha instalación.

La necesidad de que los titulares de las instalaciones nucleares recopilen y conserven de manera adecuada durante la etapa de operación la información relevante para la clausura, ha sido incorporado en el RINR en vigor. Este reglamento requiere que toda instalación nuclear autorizada disponga, como parte de la documentación oficial de explotación, de un documento que recoja específicamente las previsiones de desmantelamiento y clausura de la instalación (art. 20 j).

En el mencionado documento, cuyo contenido de detalle se encuentra aún en desarrollo, se incluirán, entre otros aspectos, las referencias a los registros y archivos que contengan información importante que pueda facilitar en el futuro el proceso de clausura de la instalación nuclear (características y planos de diseño y construcción, historia e incidentes operativos, caracterización radiológica, etc.) y se incluirá la estructura y los mecanismos dispuestos por el titular para la custodia y transferencia futura de los mencionados archivos.

26.7. Valoración del cumplimiento

En la actualidad, aún no ha finalizado ninguno proceso de desmantelamiento de instalaciones nucleares, sin que se haya concedido todavía ninguna declaración de clausura de las mismas. Todos los proyectos de desmantelamiento de instalaciones nucleares actualmente en marcha, se iniciaron con anterioridad a la entrada en vigor del esquema regulador requerido por el actual reglamento.

De lo expuesto en el texto anterior, se puede concluir que en España se cumplen los requisitos de este artículo de la Convención.

Sección G

Seguridad de la gestión
del combustible gastado

Artículo 4. Requisitos generales de seguridad

A continuación se describen las medidas adoptadas en relación con el cumplimiento de los requisitos generales de seguridad especificados en los apartados i) a vii) de este artículo.

4.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de condiciones subcríticas y la remoción de calor

Según se ha indicado en la [Sección E](#) de este informe, el marco legal existente en el Estado Español establece el proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares, define las obligaciones de los titulares de las mismas y la responsabilidad que adquieren sobre la seguridad de las instalaciones.

Las instalaciones de gestión de combustible gastado se clasifican como instalaciones nucleares y por consiguiente siguen el proceso normal de licenciamiento descrito en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) para dichas instalaciones.

El mantenimiento de las condiciones subcríticas y de la adecuada remoción de calor de estas instalaciones son requisitos de seguridad que forman parte de los criterios y bases de diseño que se incorporan mediante la aplicación de sistemas técnicos y administrativos, sometidos a análisis, evaluación y vigilancia, cuya descripción tiene que estar contenida en la documentación preceptiva a presentar para las autorizaciones de construcción y operación. De este modo, de acuerdo con lo requerido en el reglamento antes citado:

- ✓ El *Estudio Preliminar de Seguridad* para la solicitud de la autorización de construcción debe contener los *criterios seguidos en el diseño* de los componentes y sistemas de los que depende la seguridad de la instalación y un *análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias*, lo que incluye los criterios y análisis para la prevención de la criticidad y la remoción de calor. El *Estudio de Seguridad* (ES) para la solicitud de la autorización de explotación debe contener la información necesaria para realizar un análisis y evaluación de la seguridad y de los riesgos derivados del funcionamiento de la instalación, tanto en régimen normal como en condiciones de accidente.
- ✓ Las *Especificaciones Técnicas de Funcionamiento* (ETF) a presentar para la solicitud de la autorización de explotación deben incluir los valores límites de las

variables que afecten a la seguridad, los límites de actuación para los sistemas de protección automática, las condiciones mínimas de funcionamiento, el programa de revisiones, calibrado e inspecciones periódicas de los sistemas y componentes, y control operativo.

Las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes en España son:

- a) las piscinas de almacenamiento de combustible gastado de los nueve reactores nucleares en operación, incluidas en el diseño inicial y proceso de licenciamiento de las mismas, cuya capacidad ha sido incrementada mediante la sustitución de los bastidores en la década de los 90, y
- b) el almacén de contenedores construido en el emplazamiento de la C.N. Trillo, en operación desde mediados del año 2002.

Los estudios de seguridad de las CC.NN., contienen los criterios de diseño, la normativa, la descripción de los métodos y sistemas utilizados para alcanzar dichos criterios, así como los análisis efectuados para garantizar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la adecuada remoción de calor.

Del mismo modo, el ES del almacén de contenedores de Trillo y el de los propios contenedores contiene los criterios, métodos y análisis de criticidad y térmico.

En general, los criterios de diseño utilizados en las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado existentes, toman como referencia la normativa del país de origen de diseño de las centrales nucleares, o del diseño de los contenedores en el caso del almacenamiento en seco de la C.N. de Trillo, además de las recomendaciones del OIEA, al no encontrarse contemplados en la reglamentación española. De este modo:

- ✓ La normativa de referencia en el caso de las piscinas de almacenamiento del combustible gastado de las centrales de tecnología americana, es el 10CFR50 (Apéndice B), mientras que en el caso de la piscina la C.N de Trillo, de tecnología Siemens/ KWU, se rige por los criterios de diseño emitidos por el BMI.
- ✓ Los criterios utilizados en el diseño del almacén de contenedores de la C.N. Trillo y en el diseño de los propios contenedores, de tecnología americana, de doble propósito para almacenamiento y transporte de combustible gastado, autorizados para su uso en este almacén, son los contenidos en el 10 CFR 72 y el 10 CFR 71, respectivamente.

Métodos para el mantenimiento de las condiciones subcríticas

El criterio de diseño adoptado tanto para el almacenamiento en las piscinas, como para el almacenamiento en los contenedores es que el factor de multiplicación neutrónica (Keff) sea menor de 0,95 en condiciones de operación normal, accidente, incertidumbres y situación más reactiva

En general, los métodos utilizados para mantener estas condiciones de subcriticidad en condiciones normales, anormales o de accidente son los siguientes: mantenimiento de una configuración geométrica segura, la utilización de venenos neutrónicos (disueltos en el agua o integrados en las estructuras de los bastidores de almacenamiento), limitación del enriquecimiento inicial y crédito al grado de quemado. La aplicación de estos métodos varía de unas instalaciones a otras según se especifica a continuación:

- ✓ En las centrales PWR (Almaraz I y II, Trillo, Ascó I y II, José Cabrera y Vandellós II), el margen de 0,05 se mantiene por medio de una geometría subcrítica, la

presencia de boro disuelto en el agua, la limitación del grado de enriquecimiento inicial y el crédito al grado de quemado (a excepción de la región II de boraflex de la piscina de Vandellós II, donde no se da crédito al boraflex como material absorbente de neutrones, y de la región I de la piscina de José Cabrera, donde los bastidores de almacenamiento de combustible gastado no contienen materiales absorbentes).

La incorporación del crédito al grado de quemado del combustible almacenado en las centrales PWR se incorporó con la modificación de diseño para el aumento de la capacidad de las piscinas mediante la sustitución de los bastidores por otros más compactos. Como resultado de ello, las piscinas se dividieron en dos regiones. Una de ellas (denominada región II) diseñada para dar crédito al grado de quemado destinada a almacenar combustible que supere un determinado grado de quemado en función de enriquecimiento inicial, y otra (denominada región I), donde puede almacenarse, tanto combustible fresco como combustible extraído del núcleo del reactor que no alcance las condiciones para su almacenamiento en la región II. En las centrales BWR, (Cofrentes y Santa María de Garoña) el margen del 5% de subcriticidad se mantiene por medio de la limitación del grado de enriquecimiento inicial del combustible, una configuración geoméricamente segura y la incorporación de veneno en el acero inoxidable de los bastidores de almacenamiento (excepto para la región Este de la piscina de Cofrentes, en la que los bastidores no contiene materiales absorbentes de neutrones).

- ✓ Los métodos utilizados para prevenir la criticidad en los contenedores de almacenamiento, actualmente en uso en el almacén de la C.N. Trillo, son la incorporación material de veneno neutrónico dentro de la estructura del bastidor de combustible, el control de la geometría de las posiciones relativas de los conjuntos combustibles, además de la limitación del enriquecimiento del combustible base de diseño al 4% en peso de U235.

La descripción de las características de estos sistemas, los datos sobre los análisis y evaluaciones efectuados y las medidas de vigilancia se exponen respectivamente dentro del cumplimiento de los artículos 5 sobre las instalaciones existentes, 8 sobre la evaluación de la seguridad de las instalaciones y 9 sobre operación de las instalaciones.

Sistemas para la remoción de calor

a) Piscinas de almacenamiento de combustible gastado

El sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado cumple las funciones de seguridad de eliminar el calor de desintegración generado por los elementos de combustible gastado sin sobrepasar las temperaturas límites establecidas y mantener un nivel mínimo de agua por encima de los elementos de combustible gastado ante cualquier situación, que garantice el blindaje adecuado. Están diseñados para cumplir con los criterios aplicables del 10 CFR 50 (2, 4, 5, 44, 45, 46, 61 y 63 del Apéndice B del 10CFR 50).

La modificación de diseño llevada a cabo en las piscinas de todas las centrales entre 1992 y 1998 para la ampliación de la capacidad de las mismas mediante el cambio de bastidores por otros más compactos, llevó asociado el análisis y cálculo del calor residual y la re-evaluación de los sistemas de refrigeración. Como resultado de dichas re-evaluaciones, fue necesaria la modifi-

cación de los sistemas de refrigeración en algunos casos (como en las CC.NN. José Cabrera y Cofrentes donde tuvieron que ser instalados uno y dos cambiadores de calor adicionales, respectivamente, además de otras modificaciones menores que afectaron a la disposición de las tuberías de descarga del sistema de refrigeración dentro de la piscina en otras centrales). Tras esta modificación, los sistemas refrigeración de las piscinas de las centrales disponen de las medidas redundantes necesarias.

La descripción de las características de estos sistemas, los datos sobre los análisis y evaluaciones efectuados y las medidas de vigilancia y control (contenidas en las ETF) se exponen respectivamente dentro del cumplimiento de los artículos 5 sobre las instalaciones existentes, 8 sobre la evaluación de la seguridad de las instalaciones y 9 sobre operación de las instalaciones.

b) Liberación del calor residual en el almacén de contenedores de Trillo

El contenedor ENSA-DPT está diseñado para liberar al ambiente el calor generado por los elementos combustibles mediante mecanismos pasivos de convección, conducción y radiación.

El contenedor, diseñado para almacenar 21 elementos combustibles, es capaz de evacuar 27,3 Kw de calor, aunque la potencia máxima calorífica que genera el combustible almacenado no supera los 24,36 Kw. Los discos de aluminio del bastidor y las 36 aletas bimetálicas de acero inoxidable y cobre dispuestas radialmente en la envolvente del blindaje neutrónico facilitan la evacuación al exterior del contenedor del calor generado por los elementos combustibles.

La descripción de las características del diseño para la eliminación del calor del contenedor y del almacén, los datos sobre los análisis y evaluaciones efectuados y las medidas de vigilancia se exponen respectivamente dentro del cumplimiento de los artículos 5 sobre las instalaciones existentes, 8 sobre la evaluación de la seguridad de las instalaciones y 9 sobre operación de las instalaciones.

En cumplimiento de las funciones atribuidas en su Ley de creación, el CSN evalúa la documentación preceptiva presentada con cada una de las autorizaciones y aprobaciones previstas en el marco legal.

Además de las evaluaciones de las Revisiones Periódicas de Seguridad (RPS) y con motivo de la recarga, el CSN realiza un seguimiento de la información periódica de carácter diario, mensual y anual que envían los titulares de las instalaciones, así como inspecciones periódicas dentro del Programa de Inspección Básico y las inspecciones asociadas a la recarga.

4.2. Medidas para asegurar que la generación de los residuos radiactivos debida a la gestión del combustible gastado se mantenga al nivel mas bajo posible

Dada la práctica actual de almacenamiento de combustible gastado en España, el requisito de seguridad de reducción de la generación de los residuos afecta a residuos procedentes del núcleo del reactor y a los residuos secundarios resultantes de la purificación del agua de la piscina de almacenamiento del combustible gastado en las cen-

trales nucleares, además de a los filtros del sistema de ventilación de los edificios de las piscinas.

La práctica actual de alargamiento de los ciclos de operación de los reactores a dieciocho meses tiene una incidencia directa en la reducción de la cantidad de combustible gastado que se genera, aunque no en la reducción de actividad.

Adicionalmente, la práctica también habitual de realimentación a los suministradores de los combustibles con los resultados del análisis de las causas de los defectos encontrados durante inspecciones de los elementos combustible irradiados en las actividades de recarga de las centrales, incide en la mejora del diseño de los elementos combustibles y de su comportamiento en el núcleo, lo que redundará en un menor deterioro del combustible a almacenar y en una menor contaminación del agua de la piscina.

No obstante lo anterior, la consecución del objetivo de minimización de la generación de residuos como resultado de la gestión del combustible gastado al nivel más bajo posible puede requerir acciones adicionales, que se llevarían a cabo a través del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos (PLAGERR), requerido como documento preceptivo para la explotación de las centrales nucleares, según ha sido expuesto en la [Sección F](#). En cumplimiento de lo anterior, el CSN requirió la presentación del mencionado PLAGERR en los límites y condiciones Anexos a las Resoluciones para la renovación de las Autorizaciones de Explotación de las Centrales Nucleares en operación, efectuadas a partir de la fecha de promulgación del citado reglamento. Así mismo, requirió la remisión en el primer trimestre de cada año a la Dirección General de Política Energética y Minas y al CSN de un Informe con las actividades realizadas en virtud de dicho plan.

El objetivo fundamental de PLAGERR, aprobados recientemente, es cumplir con los requisitos de seguridad de la Convención prestando fundamentalmente atención a aquellos requisitos no cubiertos por otros documentos preceptivos de la autorización de explotación y específicamente el de asegurar que la generación de residuos radiactivos resultantes de la gestión del combustible irradiado se mantiene tan baja como sea posible.

Dichos planes incluyen, entre otras medidas, el desarrollo de los procedimientos para

- ✓ Minimizar la corrosión de las vainas de los elementos combustibles y materiales almacenados, en cuanto a vigilancia de las características y química del agua de la piscina.
- ✓ Reducir la contaminación del agua de la piscina debida a otros componentes almacenados en la misma, y con ello la generación de residuos secundarios de media y baja actividad resultantes.

Estas medidas redundarán en la reducción de la generación de residuos secundarios de media y baja actividad fundamentalmente.

4.3. Medidas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado

La aplicación de este requisito de seguridad orientado a favorecer la continuidad de las etapas de la gestión del combustible gastado, de manera que decisiones que se tomen en una etapa no afecten negativamente a etapas posteriores, incide en la planificación de la gestión y el licenciamiento de las instalaciones y en la definición de interfases y responsabilidades de las organizaciones involucradas, además de en otros aspectos técnicos y administrativos relacionados con los requisitos de transferencia.

El marco legal y regulador actualmente existente en España no contiene provisiones explícitas sobre este requisito de seguridad y sus implicaciones en su sentido más amplio de la planificación de las etapas de gestión del combustible gastado desde su generación, si bien establece las responsabilidades y bases para el desarrollo de interfaces entre los responsables involucrados, según se ha explicado en la [Sección E](#).

Las organizaciones involucradas en la gestión del combustible son, por una parte, los titulares de las centrales nucleares, responsables de la gestión de los sistemas de almacenamiento asociados al diseño de los reactores, y ENRESA, a quien corresponde la responsabilidad de las etapas posteriores de la gestión del combustible gastado.

Las interfaces y relaciones generales de los titulares de las centrales nucleares y ENRESA están basadas en el contrato para la gestión de los residuos radiactivos firmados entre 1989 y 1990, en los que se establecen las obligaciones generales de ambas partes y los procedimientos para informar y para el intercambio de información sobre las actuaciones y opciones en consideración para el almacenamiento posterior del combustible gastado, a través de una Comisión Paritaria ENRESA–Sector eléctrico.

La información que los titulares de las centrales envían actualmente a ENRESA, con carácter anual, sobre el almacenamiento del combustible gastado y los residuos de alta actividad obedece a lo estipulado en el Apéndice F “Programa Preliminar de Generación de Residuos” del Contrato mencionado, incluye los inventarios de elementos en la piscina con la identificación, grado de quemado y fecha de extracción del núcleo de los mismos, elementos combustibles dañados (con indicación de la fecha de descarga del núcleo, tipo de defecto y quemado), además del inventario de otros residuos almacenados en la piscina.

Las actuaciones concretas, como la operación de cambio de bastidores para la ampliación de la capacidad de las piscinas de almacenamiento de las centrales nucleares y la construcción del almacén de contenedores de la central de Trillo, se realizan a través de acuerdos específicos, que establecen la contraprestación económica de ENRESA y su intervención en aspectos técnicos específicos para su implantación, si bien la responsabilidad de la seguridad de la gestión del combustible en los dos casos mencionados queda atribuida a los titulares de las centrales nucleares.

Medidas adicionales para la aplicación y desarrollo del requisito de interdependencia entre las diferentes etapas de la gestión del combustible gastado desde su generación, han sido recientemente iniciadas a través del PLAGERR requerido como documento preceptivo para la explotación de las centrales nucleares, de acuerdo con la actualización del RINR, aprobado por el Real Decreto 1836/1999 y según se ha mencionado en el apartado anterior

En dichos Planes se tiene en cuenta específicamente el requisito de:

- ✓ Garantizar la interdependencia entre las distintas etapas de la gestión del combustible y los residuos de alta actividad, para lo que deberá coordinar sus actividades con ENRESA en la forma adecuada, con la definición clara de interfaces en los aspectos técnicos y administrativos que sean necesarios.

Las medidas contempladas incluyen el desarrollo de procedimientos para la optimización del comportamiento del combustible gastado, la definición del grado de caracterización y del contenido de la documentación necesaria para cumplir con los requisitos de etapas posteriores de la gestión del combustible gastado.

4.4. Medidas para la protección de las personas, la sociedad y el medio ambiente

El marco legal existente en España en el ámbito nuclear contiene un conjunto de previsiones para la protección de las personas y el medio ambiente de los riesgos derivados de las instalaciones nucleares y radiactivas. Estas disposiciones aplican a las instalaciones de gestión del combustible gastado, tanto a las asociadas a las centrales nucleares, como a las instalaciones independientes, ya que estas tendrían el tratamiento de instalaciones nucleares. De este modo:

- ✓ La Ley sobre Energía Nuclear en su capítulo sexto sobre medidas de seguridad y protección contra las radiaciones ionizantes señala la obligatoriedad de que las instalaciones nucleares y radiactivas cumplan con cuantas disposiciones se fijan en los reglamentos correspondientes en relación con la protección contra las radiaciones ionizantes.
- ✓ La Ley 15 /1980 de creación del CSN, modificada por la Ley 14/1999 de tasas y precios públicos por servicios prestados, asigna al CSN, entre otras, las funciones, especificadas en el punto g) de la misma, siguientes:
 - ⇨ Controlar las medidas de protección radiológica de los trabajadores profesionalmente expuestos, del público y del medio ambiente (incluyendo el control de las dosis de radiación de los trabajadores, las descargas de materiales radiactivos al exterior y su incidencia acumulativa en las zonas de influencia de las instalaciones).
 - ⇨ Evaluar el impacto radiológico ambiental de las instalaciones nucleares y radiactivas de acuerdo con la legislación aplicable.
 - ⇨ Controlar y vigilar la calidad radiológica del medio ambiente en el territorio nacional en cumplimiento de las obligaciones internacionales del Estado Español en esta materia, sin perjuicio de las competencias atribuidas a otras administraciones.
 - ⇨ Colaborar con las autoridades competentes en materia de vigilancia radiológica ambiental fuera de las zonas de influencia de las instalaciones.

Como se ha expuesto en la [Sección E](#), las normas relativas a la protección de los trabajadores y del público contra las radiaciones ionizantes se encuentran contenidas en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, que transpone a la reglamentación española las disposiciones de la Directiva 96/29 de EURATOM.

Las medidas adoptadas para asegurar que la exposición a las radiaciones de los trabajadores se mantenga al nivel más bajo razonablemente alcanzable han sido descritas en la sección F, [artículo 24](#) de este informe sobre protección radiológica. Dado que las instalaciones de almacenamiento de combustible existentes son las piscinas asociadas a las centrales nucleares y el almacén de contenedores de Trillo, las medidas forman parte de las medidas aplicadas a la central.

Sin embargo, según se indica en dicho artículo, entre las medidas adoptadas por el CSN para la aplicación del criterio ALARA, que inciden en la operación de las piscinas del combustible gastado durante las recargas de las centrales, destaca la Guía de Seguridad del CSN 01.05 "Documentación sobre las actividades de recarga de las centrales nucleares de agua ligera", que ha permitido conocer la dosis colectiva asociada a cada una de las actividades de las recargas, desde la edición de dicha guía en 1991, incluyendo las dosis derivadas de las inspecciones de combustible irradiado. Estas me-

didadas para la aplicación del criterio ALARA, han pasado a ser de carácter obligatorio mediante la instrucción del CSN numero IS-02 de 10 de abril de 2002, por la que se regulan las actividades de recarga de las CC.NN.

Adicionalmente, en relación con las operaciones de cambio de bastidores llevadas a cabo en las piscinas de las CC.NN. entre 1991 y 1999, se señala que se realizó en cada caso una evaluación del impacto radiológico y se tomaron medidas para la aplicación del criterio ALARA durante la operación.

En cuanto a las medidas para el control y vigilancia de efluentes, éstas quedan integradas, al igual que en las medidas generales de las centrales nucleares en este ámbito cuyo procedimiento se rige por la Guía de Seguridad nº 1.4 sobre "Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por las centrales nucleares".

Por último, como se ha indicado en la [Sección E](#) de este informe, las normas para la protección del medio ambiente actualmente existentes, son las que se derivan de la transposición al marco reglamentario español de las Directivas de la Comisión Europea respecto a la evaluación del impacto ambiental, cuya aplicación a las instalaciones de gestión del combustible gastado se incluye en el apartado siguiente de este artículo.

4.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado

La prevención de otros riesgos distintos de los radiológicos asociados a la operación de instalaciones de gestión del combustible gastado está regulada por la normativa común a otras actividades industriales que entrañan estos tipos de riesgos, constituida básicamente, según se ha referido en la [Sección E](#), por

- ✓ El Real Decreto legislativo 1302/1986 de evaluación de impacto ambiental, con rango de ley, modificado por la Ley 6/2001, que trasponen a la legislación española las Directivas de la Comisión de la Unión Europea 85/337/CEE y 97/11/CE, respectivamente, modifica la relación de proyectos regulados por esta norma y tiene en cuenta el Convenio sobre Evaluación de Impacto en el Medio ambiente en el contexto transfronterizo, hecho en Espoo (Finlandia).
- ✓ El Real Decreto 1131/1988 por el que se aprueba el Reglamento para la ejecución del Real Decreto Legislativo antes referido

De acuerdo con esta normativa, quedan sometidos a una Evaluación del Impacto Ambiental (EIA), entre otros, los proyectos de instalaciones diseñadas para:

- ✓ El reproceso de combustible nuclear irradiado,
- ✓ El tratamiento de combustible irradiado y residuos de alta actividad,
- ✓ El almacenamiento de combustible nuclear gastado o de residuos radiactivos, proyectados para un periodo superior a 10 años, en un lugar distinto del de su generación.

El proceso de la EIA, a realizar con carácter previo a la autorización de emplazamiento de estas instalaciones, está asociado a un proceso de información pública, que se desarrolla según lo dispuesto en la normativa medioambiental y de licenciamiento de instalaciones nucleares. Una vez finalizado este proceso y de ser aceptable el proyecto, se

formula una Declaración de Impacto Ambiental (DIA), donde se recogen los límites y condiciones no radiológicas para la protección del medio ambiente, así como las medidas para el seguimiento del programa de vigilancia radiológica ambiental.

En el caso de instalaciones nucleares, y por tanto de las instalaciones de gestión del combustible gastado, la DIA es elaborada de manera conjunta por la autoridad medioambiental y el CSN, tras la emisión por este Organismo del informe favorable sobre la solicitud de autorización de emplazamiento.

Las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes han quedado al margen de esta normativa, al estar asociadas al diseño de las centrales nucleares (caso de las piscinas de almacenamiento), o situada en el emplazamiento de la central de Trillo (caso del almacén de contenedores de esta central).

Por otro lado la prevención de riesgos no radiológicos del personal de operación de estas instalaciones esta regulada por la Ley 31/1995 de Prevención de Riesgos Laborales.

Finalmente, en relación con lo anterior, se señala que los sucesos que a juicio del titular puedan tener repercusiones públicas significativas (incluyendo variaciones ambientales y accidentes laborales) están sometidos al proceso de notificación descrito en la Guía de Seguridad del CSN nº 1.6 sobre "Sucesos notificables en Centrales Nucleares".

4.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para las generaciones presentes

Este principio derivado de la preocupación ética por la salud de futuras generaciones, no incide en principio directamente sobre las instalaciones de gestión de combustible gastado actualmente existentes en España, por tratarse de instalaciones de almacenamiento temporal, cuya vida de diseño, aunque no definida explícitamente, está asociada a la de las centrales nucleares y, por tanto, limitada.

En cuanto a las instalaciones de almacenamiento temporal adicionales consideradas en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) en vigor para el almacenamiento del combustible gastado, aunque el periodo de operación y su vida útil no se encuentran definidos, puede considerarse que será limitado, similar al de otras instalaciones nucleares, por lo que en principio serán de aplicación los principios de protección radiológica actualmente en vigor para el público.

El marco legal existente en el ámbito nuclear garantiza la protección del público en periodos normales de operación de las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes, y de otras que se prevean, si bien no contiene provisiones para la protección de las generaciones futuras en caso de la extensión o prolongación de la vida de dichas instalaciones por encima de los periodos considerados normales de operación de las instalaciones nucleares.

Por lo que se refiere a la estrategia de disposición directa del combustible gastado en formaciones geológicas, como residuo, el marco normativo actual no contempla medidas para limitar las repercusiones a largo plazo. La única disposición al efecto es el criterio de dosis y riesgo definido por el CSN en 1987, con motivo de su dictamen sobre el Primer PGRR, según se especifica en el apartado 12 de este informe, relativo a los requisitos de seguridad en la gestión de los residuos radiactivos.

4.7. Medidas para evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras

Como se ha indicado en el apartado anterior, este requisito, en principio, no incide directamente sobre las instalaciones de gestión de combustible gastado actualmente existentes en España, por tratarse únicamente de las instalaciones de almacenamiento temporal asociadas a las centrales nucleares o construidas en su emplazamiento, y en consecuencia con una vida limitada, sometidas al sistema de renovación periódicas de autorización de explotación de las propias centrales.

Por lo que se refiere a las soluciones para la gestión del combustible gastado a medio y largo plazo contempladas en el 5º PGRR en vigor, se considera que las cargas a las generaciones futuras inherentes a los periodos de tiempo implicados en el desarrollo de estas soluciones, estarán relacionadas fundamentalmente con la asignación de responsabilidades, las provisiones de fondos para la financiación de las actividades involucradas, y las previsiones en cuanto a las necesidades de vigilancia y control institucional. En relación con estos aspectos se indica lo siguiente:

- ✓ El marco legal existente, asigna a ENRESA el cometido de asegurar la gestión a largo plazo de toda instalación que sirva de almacenamiento de residuos y de combustible gastado y proveen la constitución, aplicación y gestión del fondo económico para su financiación.
- ✓ Sin embargo, en relación con la estrategia hasta ahora considerada del almacenamiento geológico directo del combustible gastado, el marco legal existente carece de disposiciones explícitas sobre las implicaciones de las necesidades de vigilancia y control institucional, que puedan estar asociadas.

4.8. Valoración del cumplimiento

De lo expuesto en cada uno de los apartados correspondiente a cada uno de los requisitos de seguridad que integran este artículo, puede decirse que España cumple con los requisitos relativos al mantenimiento de las condiciones subcríticas y remoción de calor y dispone de un marco legal apropiado para la operación segura de las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes actualmente, en cuanto a la protección de los trabajadores, del público y del medio ambiente se refiere.

Así mismo, el marco legal establece las bases para tener en cuenta las interdependencias entre las etapas de la gestión y la minimización de la generación de residuos resultantes de la gestión del combustible gastado, aunque la aplicación de estos principios puede requerir acciones adicionales, ya en estudio.

El cumplimiento de los requisitos de seguridad relativos a la consideración de las generaciones futuras, necesitará posteriores desarrollos dentro del marco legal y regulador, así como una mayor definición de las políticas y estrategias de las soluciones para la gestión del combustible a largo plazo.

Artículo 5. Instalaciones existentes

Al ser este el primer informe que se realiza en cumplimiento de la Convención Conjunta, en este artículo se incluye una descripción general de las características esenciales

de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado existentes, relacionadas con las funciones de seguridad de las mismas, seguida de los datos sobre las revisiones de seguridad llevadas a cabo durante la vida operacional de las mismas y las medidas en curso o previstas.

5.1. Descripción general de las instalaciones existentes

Las instalaciones de almacenamiento de gestión del combustible gastado actualmente existentes son las piscinas asociadas a los nueve reactores de las centrales nucleares de potencia en explotación y un almacén de contenedores en seco construido recientemente en el emplazamiento de la C.N. de Trillo, como solución a la saturación de su piscina. En el artículo 8 de este documento se explican mas detalladamente las medidas tomadas para evaluar su seguridad.

5.1.1. Características generales de las piscinas de las centrales nucleares

Las piscinas para almacenamiento de combustible gastado de las CC.NN están ubicadas en un edificio anexo a la contención, comunicados entre sí por el canal de transferencia, en los casos de Almaraz I y II, Ascó I y II Cofrentes y Vandellós II, y ubicadas dentro del edificio del reactor en los casos de Santa María de Garoña, José Cabrera y Trillo. Las CC.NN. con dos grupos, como Almaraz y Ascó, disponen de una piscina de combustible para cada uno de los reactores. En el caso de la C.N. de Cofrentes, existe además una piscina en el edificio del reactor que se utiliza para almacenar temporalmente el combustible durante periodos de recarga.

Los edificios de combustible cuentan con un sistema de ventilación de categoría sísmica I y clase nuclear 3, mientras que en los casos de Santa María de Garoña, José Cabrera y Trillo la ventilación esta integrada en el sistema de ventilación y filtración del edificio del reactor.

Las piscinas construidas de hormigón armado, tienen sus paredes recubiertas internamente de láminas de acero inoxidable soldadas para evitar fugas y están diseñadas como estructuras capaces de soportar sucesos externos extremos, estando además provistas de un sistema para detectar y recoger las posibles fugas, a excepción de las dos centrales de primera generación (José Cabrera y Santa María de Garoña). Sus dimensiones son distintas en las diversas centrales (de entre 7 a 14 m de longitud, 3 a 9 m de ancho y 12 a 13 m de profundidad) siendo común a todas ellas el hecho de que su profundidad permite disponer de más de 3 m. de altura mínima de agua sobre el combustible durante las operaciones de almacenamiento, garantizando el blindaje necesario para la protección contra la radiación .

Los bastidores fabricados en acero inoxidable borado proporcionan el soporte estructural necesario para mantener una configuración fija e incorporan dentro de su estructura placas de un absorbente neutrónico (con un contenido en peso de boro natural de entre 1,6-2,0 %, con espesores de 2 a 3 mm). Como particularidades, se indica que los bastidores de la región I de José Cabrera y de la región Este de Cofrentes no contienen absorbente neutrónico, una parte de la región II de la piscina de Vandellós II utiliza boraflex como absorbente neutrónico y la zona B de la piscina de Garoña dispone de bastidores combinados constituidos por cestas de acero inoxidable y cestas de acero inoxidable borado.

Las piscinas de combustible gastado, cuya capacidad inicial ha sido aumentada mediante el cambio de los bastidores por otros de alta densidad (según se refiere con mayor grado de detalle en el apartado siguiente), disponen de una reserva para albergar un núcleo completo del reactor en caso necesario, siendo esto un requisito para la operación de las CC.NN.

Las piscinas se encuentran divididas al menos en dos regiones o zonas, que se diferencian fundamentalmente en el caso de las centrales de tipo PWR, en la aceptación o no del grado de quemado según se indicó en el apartado 4.1. En el caso de las centrales tipo BWR, la diferencia entre regiones o zonas depende del enriquecimiento inicial máximo del elemento combustible que lleva asociado un contenido de varillas de veneno consumible generalmente de óxido de gadolinio.

Todas las piscinas están dotadas de:

- ✓ Un sistema de refrigeración compuesto por dos trenes redundantes que no se encuentran compartidos por otro sistema de seguridad de la central, excepto en el caso de la C.N. de Trillo que utiliza el sistema de refrigeración de emergencia y evacuación de calor y además dispone de un tercer lazo diseñado exclusivamente como un tren de refrigeración de la piscina de combustible.

Adicionalmente, todas las centrales disponen de un sistema de aportación o reposición de agua para emergencia de Categoría Sísmica I y además tienen la capacidad de reponer las pérdidas de agua que se producen debidas a la evaporación.

- ✓ Un sistema de purificación diseñado para mantener la concentración de actividad en el agua por debajo de un nivel prefijado, de tal manera que en las zonas accesibles del edificio las tasas de exposición del personal de operación sean tan bajas como razonablemente posible (ALARA) y mantener la claridad y limpieza del agua, que puede trabajar de manera continua o intermitente si las condiciones lo requieren. Consta de varios filtros y cambiadores de resinas iónicas que se alinean en función de la contaminación del agua de la piscina.
- ✓ Un sistema de almacenamiento y manejo de combustible compuestos por puente grúa, herramienta corta y larga de manipulación y además incorporan enclavamientos para limitar la velocidad, limitación de elevación del elemento combustible a fin de mantener las condiciones de blindaje y limitación del paso de objetos pesados por encima de los elementos combustibles almacenados.

Además, disponen de indicación local y alarmas de temperatura y nivel de agua y presión de las bombas de la piscina, así como del nivel de radiación en el edificio. Además, en Sala de Control de todas las centrales se dispone al menos de indicación y alarmas de temperatura y nivel del agua en las piscinas de combustible gastado, teniendo algunas centrales además indicaciones de las variables del sistema.

5.1.2. Descripción del almacén de contenedores de la central nuclear de Trillo y de los contenedores actualmente autorizados para su uso

a) Descripción del almacén

El almacén de contenedores de la C.N. de Trillo, recientemente construido y en operación desde mediados de 2002, es una nave en superficie, de planta rectangular cuyas

dimensiones exteriores son de 80,8 m de largo, 43,5 m de ancho y 21,7 m de alto, con capacidad para albergar 80 contenedores. El interior del almacén está dividido, mediante un muro de blindaje de 6,5 m de altura, en dos áreas diferenciadas: un Área de Almacenamiento (con unas dimensiones útiles de 57,6 por 40,3 m) y un Área de Acceso (con unas dimensiones útiles de 21,5 por 40,3 m).

El Área de Almacenamiento está dotada de un sistema pasivo de ventilación y en ella se ubican los contenedores colocados en posición vertical descansando sobre su fondo en una losa de hormigón.

El Área de Acceso está integrada por los siguientes recintos: Área de carga y descarga, Zona de mantenimiento, Zona de Control y Acceso del personal (que incluye la sala de control y cuadros eléctricos, la sala de instrumentación, vestuarios, puesto de Protección Radiológica, y la sala de descontaminación), Recinto del depósito de recogida de drenajes y el almacén de equipo auxiliar, útiles y herramientas.

El almacén está dotado de un puente grúa para el manejo de los contenedores, de 135 Tm de capacidad, que recorre la nave en toda su longitud y está previsto de un gancho auxiliar de 10 Tm, así como de un sistema de vigilancia de la radiación, de dispositivos de mantenimiento y otros sistemas auxiliares.

El único componente del almacén que cumple funciones de seguridad es el contenedor de almacenamiento de combustible gastado por lo que el almacén está diseñado como un edificio pasivo, que asegura que las funciones del contenedor no se vean afectadas.

Las características geológicas y medioambientales de la Instalación son específicas del emplazamiento. Los criterios de diseño del contenedor para las condiciones geológicas y ambientales representan los riesgos creíbles del emplazamiento sin perjuicio de su función de seguridad.

En consecuencia el Almacén Temporal de contenedores de la C.N de Trillo está diseñado para cumplir las funciones de:

- ✓ Limitación de la tasa de dosis en el exterior del mismo
- ✓ Manejo y almacenamiento de los contenedores
- ✓ Mantenimiento de la temperatura por debajo de los límites exigidos en el diseño del contenedor

El cumplimiento de estas funciones se consigue mediante el diseño de los blindajes, del edificio y de la grúa de manejo de los contenedores y mediante un sistema de ventilación pasivo por convección natural, que garantiza en todo momento una temperatura máxima ambiente alrededor de los contenedores inferior a la máxima prevista de manera conservadora en el diseño de los mismos (54° C).

El edificio tiene un diseño sismorresistente, mientras que la losa de apoyo y la superestructura del edificio están clasificados como de Seguridad (S). El sistema de manejo está diseñado de acuerdo con los requisitos de la norma alemana KTA-3902, de manera que en caso de un terremoto de parada segura (SE) no se suelte el contenedor.

b) Descripción del contenedor ENSA-DPT

El contenedor ENSA-DPT ha sido diseñado para almacenar y/o transportar de manera segura 21 elementos combustibles PWR base de diseño de Kraftwerk Union (KWU), 16x16-20 de un reactor de agua ligera.

El diseño cumple con los requisitos del 10 CFR 72, de la Serie de seguridad N° 6 del OIEA y los requisitos de la reglamentación española de transporte. Las características esenciales del contenedor para el cumplimiento de las condiciones de subcriticidad, la remoción de calor, confinamiento, blindaje, materiales y manejo son las siguientes:

- ✓ El contenedor es un cilindro multipared, formado por dos envolventes, una envolvente interior y otra exterior, de acero inoxidable, separadas por una capa de plomo que actúa como blindaje primario de la radiación gamma en la dirección radial. El fondo está formado por dos forjas separadas por el material de blindaje neutrónico.
- ✓ Dispone de un sistema de doble tapa, con sellos redundantes en cada una de las penetraciones, cuyo diseño permite la verificación periódica de la estanqueidad de la barrera de confinamiento durante los periodos de almacenamiento y antes de transportar el contenedor tras un periodo de almacenamiento si fuera el caso.
- ✓ Las envolventes del cuerpo del contenedor están soldadas a la forja superior en la que se han mecanizado los asientos de las tapas interior y exterior. En la parte exterior de la envolvente externa va soldado un recipiente anular, formado por una superficie poligonal y las correspondientes tapas de cierre, dentro del que se encuentran 36 aletas bimetálicas de refrigeración, dispuestas radialmente, estando el espacio entre aletas relleno con un polímero sólido sintético, que actúa como blindaje neutrónico.
- ✓ El bastidor, fabricado de acero inoxidable de alta resistencia, dispone en su interior de veintinueve tubos de sección cuadrada, para alojar los elementos combustible, soportados lateralmente por discos de acero inoxidable (31). Los tubos de combustible llevan incorporadas placas del veneno neutrónico (aluminio borado con un contenido en B10 de 0,020 gr/cm²), en las cuatro caras de los tubos centrales y en tres de las caras de los tubos periféricos, quedan sin placa la cara orientada hacia el exterior del contenedor.
- ✓ El contenedor dispone de un sistema de izado redundante constituido por cuatro muñones de elevación espaciados 90 grados y alojamientos de los muñones de rotación.

5.2. Medidas de seguridad asociadas a la modificación de diseño de las piscinas para el aumento de su capacidad del cambio de bastidores de las piscinas

Entre los años 1991 y 1999 se llevó a cabo el cambio de los bastidores del combustible en las nueve centrales nucleares en explotación por otros de "alta densidad" fabricados en acero inoxidable borado, para permitir el almacenamiento de un mayor número de elementos combustibles de los anteriormente previstos. La sustitución fue realizada de forma completa en todas las piscinas, con la excepción de la región I de José Cabrera y Trillo, la región Este de la piscina de combustible gastado de Cofrentes y la región II de boraflex de la central nuclear Vandellós II que conservan sus bastidores originales.

Anteriormente, se había realizado un cambio de bastidores en las centrales nucleares José Cabrera, que en 1981 aumentó su capacidad inicial hasta 310 posiciones, y en San-

ta María de Garoña en 1982 incrementando entonces su capacidad inicial hasta 620 posiciones mediante el uso de bastidores de alta densidad fabricados en aluminio borado.

La operación planteada y realizada como una modificación de diseño de las centrales, fue objeto en cada caso de la correspondiente solicitud y autorización de modificación, de acuerdo con lo dispuesto en el RINR.

El dossier de licenciamiento presentado en cada caso con la solicitud contenía, además de la descripción de la modificación, con los materiales de los bastidores, la normativa aplicable, los criterios de diseño de los bastidores (diseño neutrónico, termohidráulico y mecánico) y los correspondientes análisis estructural, análisis de criticidad y evaluación de la capacidad del sistema de refrigeración de la piscina teniendo en cuenta el aumento de temperatura inherente al aumento de capacidad.

El CSN evaluó los aspectos estructurales, de criticidad, generación y evacuación del calor residual y la capacidad de los sistemas de refrigeración de la piscina, así como las previsiones para el manejo de combustible y las consecuencias radiológicas de la ampliación durante la operación normal de la central y las medidas de protección radiológica operacional durante las operaciones de cambio de bastidores (ALARA) para las nuevas condiciones.

En la revisión de la documentación presentada, en lo que a la remoción de calor y sistema de refrigeración se refiere, se evaluó el cumplimiento de los criterios de seguridad, siguiendo las directrices marcadas en el Standard Review Plan (NUREG-0800) en su capítulo 9.1.3 de la normativa ahí referenciada: 10CFR20, 10CFR50, R.G. 1.13, R.G. 1.26, R.G.1.29, R.G. 1.52, con las salvedades propias de las centrales de diseño antiguo.

Como consecuencia de las evaluaciones realizadas, resultaron necesarias algunas modificaciones de los sistemas de refrigeración de las piscinas, principalmente en las centrales de José Cabrera y Cofrentes con la incorporación de cambiadores de calor adicionales y otras modificaciones menores en los circuitos de refrigeración de las piscinas de varias centrales, que fueron efectuadas previamente al inicio de la modificación.

En todos los casos, la nueva configuración de la piscina se encuentra dentro de los límites de seguridad, tanto estructural como de subcriticidad, y el sistema de refrigeración de la piscina es capaz de extraer la carga térmica máxima una vez efectuadas las modificaciones necesarias.

5.3. Revisión de la seguridad de las instalaciones existentes

5.3.1. Actuaciones generales en el marco de la política de revisión de las centrales nucleares

Las piscinas de las centrales nucleares han estado sometidas a los programas generales de revisión llevados a cabo desde el inicio de la operación de las mismas (para mantener el nivel de seguridad requerido en las autorizaciones y mejorarla de acuerdo con los avances de la tecnología y los nuevos requerimientos normativos), entre las que se destacan las medidas incluidas en el primer informe español de la Convención sobre Seguridad Nuclear que se indican a continuación:

- ✓ Revisión sistemática de la seguridad de las centrales de la primera generación, realizada a principios de los años 80 para tener en cuenta los cambios que se habían producido en la normativa desde el momento de su puesta en marcha.

- ✓ Revisión continua de la seguridad nuclear durante la explotación de las centrales a través del desarrollo de la función de inspección y control del CSN, la evaluación de los análisis periódicos requeridos a los titulares sobre análisis de aplicabilidad de la nueva normativa (informe semestral), el análisis de experiencia operativa propia y ajena (informe anual) y el análisis de seguridad de las modificaciones de diseño (informe semestral).
- ✓ Análisis de los resultados de las inspecciones del combustible durante las recargas, (realizadas según un plan enviado por los titulares previamente) incluidos en el Informe Final de la recarga, de acuerdo con lo requerido por la Instrucción del CSN IS-02, que describen los aspectos siguientes:
 - ⇒ Elementos inspeccionados,
 - ⇒ Fallos o defectos detectados,
 - ⇒ Problemas estructurales, deformaciones, daños en las rejillas, arqueo, etc.

5.3.2. Revisiones de seguridad específicas llevadas a cabo en las piscinas

Adicionalmente, se han llevado a cabo programas de revisión específicos puntuales de las propias piscinas, entre los que se destacan las actuaciones siguientes:

- ✓ Revisión llevada a cabo por el CSN en 1996, sobre el cumplimiento por parte de las CC.NN. de las prescripciones establecidas en las autorizaciones y documentos preceptivos de operación en relación con los sistemas de refrigeración de las piscinas de combustible gastado y el nivel de seguridad y fiabilidad de los sistemas de extracción del calor residual en condiciones de carga térmica máxima durante la recarga.

Esta revisión se llevó a cabo a raíz de la comunicación por la NRC (Information Notice 95-54 "Decay heat management practices during refueling outages", sobre la idoneidad de los procedimientos de control de las actividades de recarga y refrigeración de las piscinas de combustible) para responder a las cuestiones planteadas por dicho organismo regulador.

- ✓ Programa llevado a cabo durante los años 1995-2000 por iniciativa de los titulares, acordado con el CSN, de revisión de bases de diseño, con el objeto de corregir las inconsistencias que pudieran existir entre dichas bases de diseño, el ES, las ETF y los procedimientos y las prácticas habituales de la instalación.

Esta revisión se produjo a consecuencia de la detección en 1995 de prácticas llevadas a cabo en las piscinas de combustible gastado de la unidad I de las centrales americanas de Millstone y Cooper fuera de las bases de diseño licenciadas en el ES.

Las centrales nucleares españolas elaboraron y remitieron al CSN en 1998, un documento de criterios a seguir para el mantenimiento del ES y las bases de diseño de seguridad, que sirviera de base para la realización del proceso de revisión detallada de las bases de diseño.

A partir de esa fecha los titulares han ido realizando el trabajo de revisión, que se ha completado para todas las centrales en el año 2000, y por parte del CSN se han llevado a cabo inspecciones y evaluaciones. Esta revisión ha generado documentos que recogen las discrepancias encontradas, dando lugar a pro-

puestas de modificación de las ETF, como consecuencia de la modificación de las bases de diseño, y en la revisión de los Estudios de Seguridad.

- ✓ Durante el año 1998, el CSN realizó un programa de inspección general a las piscinas de todas las centrales con la finalidad de revisar el estado general del almacenamiento de combustible irradiado y demás residuos radiactivos de alta actividad almacenados en ellas, y analizar y comparar, entre otros, los aspectos siguientes:
 - ⇒ Sistemas de bases de datos para control de inventarios de elementos de combustible irradiado almacenados en las piscinas y otros materiales almacenados en la piscina (asociados a los elementos combustibles en el reactor) y gestión documental.
 - ⇒ Verificación documental de la vigilancia de las condiciones de almacenamiento de los elementos combustibles irradiados, en especial de las relacionadas con la conservación, inspección y caracterización de los mismos.
 - ⇒ Medidas contempladas para asegurar las condiciones de seguridad durante el posible alargamiento del período de almacenamiento de dichos elementos combustibles.
 - ⇒ El análisis y aplicación, en su caso, de las experiencias operativas nacionales y extranjeras.
 - ⇒ Estado de desarrollo de las interfases con la empresa encargada de la posterior gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos.

Este Programa de inspecciones ha servido como base para la elaboración de las directrices sobre el contenido de los PGRR de las centrales nucleares, en relación con los apartados aplicables a la gestión del combustible gastado, requerido posteriormente en 1999 por el RINR como documento a presentar en su autorización de explotación.

5.3.3. Revisiones asociadas a incidentes operativos de las piscinas

Durante todo el tiempo que llevan en operación las piscinas de combustible gastado cabe señalar los siguientes incidentes:

- ✓ En 1989, durante los trabajos de preparación para la 5ª recarga de la Unidad II de la C.N. de Almaraz y durante el movimiento de un elemento combustible gastado en la piscina, se produjo la separación de la tobera superior junto con los manguitos de unión con los tubos guías superiores del resto del elemento combustible. Como consecuencia, se realizó una inspección visual de todos los elementos combustibles almacenados en la Unidad II, y tras comprobar la extensión del problema en otros elementos combustibles, se amplió la inspección a la piscina de la unidad I de la central. El total de elementos combustibles con la tobera superior desprendida encontrados entre las dos unidades fue de 11.

De los estudios realizados se concluyó que la separación de las toberas superiores de los elementos combustibles se produjo como consecuencia de un proceso de agrietamiento intergranular por corrosión bajo tensiones de los manguitos de unión, a consecuencia de la utilización de resinas en el sistema de purificación diferentes de las recomendadas por Westinghouse, lo que produjo unas condiciones químicas del agua (disminución del pH y elevación

de la conductividad específica por aumento de la concentración de sulfatos) fuera de las recomendadas.

La C.N. Almaraz procedió al cambio inmediato de las resinas utilizadas en los desmineralizadores de las piscinas de combustible gastado y estableció un riguroso programa de vigilancia de los parámetros químicos de la piscina. Esta experiencia ha sido analizada por el resto de las centrales nucleares de mismo tipo para aplicar las lecciones derivadas de ella.

- ✓ En 1991 durante los trabajos previos a la realización del cambio de bastidores en la piscina de la Unidad II de la C.N de Almaraz, se detectó una fuga de agua a través del revestimiento interior de acero inoxidable de la misma. Dicha fuga no produjo consecuencias radiológicas en el exterior de la central, debido a que se recogió en el sistema de tratamiento de desechos y una pequeña parte quedó embebida en el hormigón del edificio de la piscina de combustible. Este suceso fue clasificado como de categoría 1 dentro de la Escala Internacional de Sucesos Nucleares.

En un principio se mantuvo una obturación provisional de los defectos detectados a la espera de un sistema definitivo y a mediados de 1992 se solucionó mediante la aplicación de resinas epoxi-chingoplast.

- ✓ Se realizaron inspecciones por parte del CSN para el seguimiento y control del incidente de la piscina de combustible, así como para la comprobación de las medidas de protección radiológica durante su reparación. A finales de 1998 se detectaron problemas de deformación de una de las placas de fijación de los resortes de la tobera superior de tres elementos combustibles que iban a ser extraídos durante la recarga de la Unidad I de la C.N de Ascó. La causa del fallo fue la aplicación de un elevado par de ajuste de los tornillos de sujeción del resorte del cabezal superior de los elementos combustibles tipo AEF.

Dado que este fallo afectaba también a los combustibles del mismo tipo de las centrales de José Cabrera, Almaraz I y II y la Unidad I de Ascó, durante ese mismo año se realizaron inspecciones y sustituciones de los tornillos de sujeción de los muelles de la tobera superior y de los cabezales de los elementos combustibles afectados durante las recargas de las Unidades I y II de Almaraz y Ascó, respectivamente.

Para el resto de las centrales con este mismo tipo de combustible, ENUSA elaboró un informe justificando que podían mantenerse tales elementos en el núcleo hasta la siguiente parada de recarga sin que ello supusiera riesgos indebidos para la seguridad, posponiendo así su inspección hasta la siguiente recarga programada.

5.3.4. Previsiones de revisiones futuras

Los análisis y revisiones que está previsto realizar son las que se derivan de la aplicación de los PLAGERR presentados por las Centrales Nucleares en cumplimiento de lo requerido en el RINR.

Dichas actividades estarán orientadas fundamentalmente a cumplir con los objetivos de la Convención para fortalecer las interfases y disminuir la cantidad de residuos que se generan, así como a reforzar las actuaciones que favorezcan la conservación del

combustible durante los periodos de almacenamiento previsible y conocer su comportamiento.

5.4. Valoración del cumplimiento

De lo expuesto anteriormente se deduce que las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado existentes reúnen las características necesarias para operar de manera segura y se han tomado medidas para cumplir con los requisitos generales de seguridad derivados de la ratificación de la Convención conjunta de aplicación a las instalaciones existentes.

Artículo 6. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

6.1. Previsión de nuevas instalaciones de gestión de combustible gastado

El 5º PGRR, actualmente en vigor, contempla para la gestión temporal del combustible gastado dos fases: una primera que abarcaría hasta el año 2010, en el que hay que proporcionar capacidad adicional de almacenamiento de CG a la C.N. Trillo, y una segunda, posterior al 2010, a partir del cual secuencialmente empiezan a saturarse las piscinas de las restantes centrales, o comenzarán la clausura y desmantelamiento de algunas de éstas.

Para dar respuesta a la necesidad de la C.N. Trillo, se ha construido un almacén temporal individualizado en el propio emplazamiento donde albergar su CG en contenedores metálicos de doble uso. Dicho almacén ha sido licenciado como una ampliación de las instalaciones existentes y recibió la correspondiente autorización en mayo de 2002.

A partir del año 2010 se contempla como estrategia el disponer de un almacén temporal centralizado que pueda albergar, no sólo el CG de todas las CC.NN., sino también los RAA y aquellos otros residuos radiactivos que no puedan ser almacenados en la instalación de almacenamiento de El Cabril. Alternativamente, dicha instalación podría ser complementada o sustituida por varias instalaciones de almacenamiento individualizadas, si no se dispusiera de un emplazamiento para tal propósito.

En resumen, se puede decir que las instalaciones planificadas para la gestión del CG estarán destinadas al almacenamiento temporal de dicho combustible, bien de forma centralizada o individualizada. En general, los aspectos de emplazamiento a considerar dependerán de si se utiliza un emplazamiento nuevo o se utilizan emplazamientos de las CC.NN., y en este último caso, si la instalación se construye durante la explotación de la central o una vez ésta se haya parado definitivamente.

6.2. Descripción del procedimiento para otorgar licencias

Como se expone en la Sección E, [punto 19.2.1](#), dentro del procedimiento de concesión de licencias para instalaciones nucleares nuevas se consideran las siguientes autorizaciones: previa, de construcción, de explotación, de modificación, de ejecución y montaje

de la modificación y de desmantelamiento. En todas ellas se requieren condiciones específicas en relación con el emplazamiento donde se ubica la instalación nuclear.

La autorización previa constituye el reconocimiento oficial del proyecto y la aceptación formal del emplazamiento propuesto, por lo que supone en la práctica una verdadera autorización de emplazamiento.

La autorización de construcción requiere que el solicitante presente, entre otros documentos, un Estudio Preliminar de Seguridad, que deberá comprender además de otros aspectos, una descripción del emplazamiento y su zona circundante. Los estudios a realizar suponen un refinamiento de la información obtenida en la etapa anterior, profundizando en todos los aspectos de caracterización del emplazamiento y definición de las bases de diseño asociadas a sucesos externos.

La autorización de explotación requiere que el solicitante presente un Estudio Final de Seguridad, el cual contendrá entre otros: Datos complementarios obtenidos durante la construcción sobre el emplazamiento y sus características físicas, sismológicas, meteorológicas, hidrológicas, ecológicas y demográficas, y análisis de los accidentes pre-visibles derivados del mal funcionamiento de elementos y aparatos, de errores de operación o de agentes externos a la instalación y sus consecuencias.

La autorización de modificaciones de la instalación debe ser solicitada en el caso de que las modificaciones de diseño supongan una modificación de criterios, normas y condiciones en las que se basa la autorización de explotación. En esta autorización se requiere justificar las modificaciones en las que intervenga alguno de los factores relativos al emplazamiento.

La clausura de una instalación nuclear requerirá autorización de desmantelamiento y declaración de clausura. Dicha, autorización requiere un ES que, entre otros aspectos, contenga un estudio descriptivo del estado actual de la instalación, del emplazamiento y su zona de influencia, así como el proyecto general de desmantelamiento que incluya la caracterización radiológica de la instalación y del emplazamiento. Asimismo, se requiere un Plan de restauración del emplazamiento, que incluirá, en su caso, los planes para la vigilancia de los niveles de radiación y contaminación del emplazamiento que va a ser liberado.

6.2.1. Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad

Los criterios que se aplican en los parámetros del emplazamiento para determinar su aceptabilidad son los contenidos en la siguiente normativa española:

- ✓ Ley 25/1964, sobre energía nuclear
- ✓ Ley 15/1980, de creación del CSN
- ✓ Real Decreto Legislativo 1302/1986, de evaluación de impacto ambiental y su Reglamento de ejecución (R.D. 1131/1988)
- ✓ Real Decreto Ley 9/2000, de modificación del Real Decreto Legislativo 1302/1986, de evaluación de impacto ambiental.

En aquellos aspectos técnicos no contemplados en detalle en la reglamentación española, se aplican los criterios de la normativa de los Organismos internacionales a los que se ha adherido el Estado español, entre los que cabe destacar las Normas de Seguridad del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), en particular los

50-SG-S1 a 50-SG-S11. Por último, se puede requerir también el cumplimiento de la normativa del país de origen del proyecto.

El objetivo básico que se persigue al aplicar los criterios de evaluación es comprobar que el emplazamiento de la instalación nuclear contribuye a la protección de la población y del medio ambiente frente a las consecuencias radiológicas que se puedan derivar de la operación normal de la instalación y de cualquier liberación accidental de efluentes radiactivos.

Los criterios de evaluación de los parámetros del emplazamiento que se han utilizado en las CC.NN. españolas, que en la actualidad albergan las únicas instalaciones de gestión de CG existentes en el país, son básicamente de tipo determinista. Tanto para evaluar los máximos sucesos naturales previsibles (terremotos, inundaciones, etc.) como los máximos sucesos externos inducidos por el hombre (industrias próximas, transportes, etc.) cada uno de estos máximos sucesos externos constituye una base de diseño para la instalación nuclear.

En los últimos años, la normativa referente a la consideración de los parámetros del emplazamiento ha cambiado notablemente en algunos aspectos, particularmente en el creciente uso de metodologías probabilistas. Esto ha llevado a recomendar que la cuantificación de determinados parámetros de diseño (sismológicos, hidrológicos, etc.) se realice mediante una adecuada combinación de estudios deterministas (máximos previsibles) y probabilistas (que permitan trabajar con incertidumbres), unidos al juicio de expertos. En esta línea, el CSN aprobó en 1986 el Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España, incluyendo en su alcance la consideración de sucesos externos (terremotos, inundaciones, vientos, líneas de transporte e industrias próximas) como iniciadores. La metodología que se sigue en estos estudios es la descrita en el NUREG-1407 de la USNRC.

Las CC.NN. españolas mantienen Programas de Vigilancia para los parámetros básicos del emplazamiento, aquellos que resultaron determinantes en el diseño, a través de los cuales se puede recabar información prácticamente continua del comportamiento del emplazamiento. Estos programas son dinámicos, adaptados específicamente a cada emplazamiento e instalación, y sus resultados documentados y remitidos en informes periódicos al CSN para su evaluación.

6.2.2. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante

Los criterios específicos utilizados para evaluar los efectos de las CC.NN. españolas sobre su entorno son los especificados en el 10CFR100 de Estados Unidos y desarrollados en la normativa de la USNRC. Estos criterios que establecen tres zonas, posteriormente fueron modificados al implantar el Plan Básico de Emergencia Nuclear, alrededor de la instalación a efectos de limitación de dosis en caso de accidente y los parámetros del emplazamiento que son evaluados son: la demografía, la geografía, la meteorología, la hidrología y la ecología.

La única instalación de gestión de CG construida posteriormente a la propia central nuclear ha sido el almacén temporal para contenedores de la C.N. Trillo, ante la saturación en el año 2003 de su capacidad de almacenamiento de CG en la piscina de la central. El almacén, cuya autorización ha sido tramitada como una modificación a la instalación, ha sido construido dentro del propio emplazamiento de la C.N. El ES del almacén ha utilizado todos los datos del emplazamiento de la central y, en los cálculos de dosis al pú-

blico en general debidas al almacén, se han determinado las dosis en el límite del emplazamiento para comprobar el cumplimiento con el límite de dosis anual a todo el cuerpo, resultante de la operación de todas las instalaciones del ciclo de combustible existentes en el emplazamiento, según los criterios del 10CFR72 "Licensing requirements for the independent storage of spent fuel and high-level radioactive waste" (Diciembre 1994).

Asimismo, se han analizado aquellos sucesos, representativos de condiciones de operación alteradas y anormales que, pudiendo ocurrir a lo largo de la vida útil de almacén, suponen riesgo de liberación al medio ambiente de parte de la actividad contenida en los elementos de combustible. Se han estudiado también las consecuencias radiológicas de sucesos concebibles de muy baja actividad, probabilidad de ocurrencia o no cuantificable, que engloban a sucesos naturales severos y catastróficos y a sucesos inducidos por actividades humanas postulables teóricamente en función de las consecuencias radiológicas al medio ambiente. Como consecuencia de dichos análisis, los límites de descarga de efluentes radiactivos de la C.N. no se ven alterados por la nueva instalación, y las consecuencias de los hipotéticos accidentes no suponen una contribución apreciable sobre los análisis de accidentes previamente estudiados referidos a la instalación original y, por tanto, no es necesaria la adopción de medidas preventivas y/o de protección adicionales.

6.2.3. Disposiciones de ejecución para el cumplimiento de los mencionados criterios

En cada fase del procedimiento de concesión de licencias, el CSN revisa la documentación presentada y evalúa el cumplimiento de los requisitos exigidos. Como resultado final de la evaluación se decide conceder o denegar la autorización solicitada, y en caso de concederla, las condiciones o requisitos adicionales a que dicha autorización debe quedar sometida. Estas condiciones o requisitos adicionales se emiten con la autorización que corresponda y tienen exigencia legal.

A través de estos condicionados, el CSN adapta, caso a caso, los criterios generales establecidos en la normativa del país de origen del proyecto a las exigencias que requiere la situación de cada instalación nuclear. En cierto modo, esto constituye el desarrollo de normativa específica para cada instalación.

Cuando el titular de una autorización realiza las acciones que se han requerido en el condicionado y presenta la documentación correspondiente, el CSN evalúa nuevamente la aceptabilidad de las acciones realizadas y el cumplimiento real de las condiciones impuestas. De esta evaluación puede resultar la aceptación total o parcial; si es parcial, se derivarán nuevas condiciones a imponer al titular e incluso nuevos límites a la autorización que disfrute. En el caso extremo de un incumplimiento, puede llegarse a suspender la autorización concedida.

Además de la evaluación de los estudios y actuaciones del titular, el CSN dispone del recurso de las inspecciones y auditorias para comprobar en cualquier momento el estado de cumplimiento de un requisito impuesto o la veracidad de la información recogida en los documentos que el titular presenta a revisión. La evaluación y la inspección se complementan a efectos de comprobar y exigir el cumplimiento de los criterios de seguridad en relación con el emplazamiento.

6.3. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones

La reglamentación española que regula el proceso de autorización de licencias, en particular el RINR, así como los Reales Decretos sobre Evaluación de Impacto Ambiental, requieren un proceso de información pública durante la tramitación de solicitud de autorización previa para una instalación nuclear. Además, es interesante mencionar la Ley 38/1995, de 12 de diciembre, sobre el derecho de acceso a la información en materia de medio ambiente, por la cual se reconoce el derecho de cualquier persona física o jurídica a acceder a la información sobre medio ambiente que esté en poder de las Administraciones públicas así como a la obligación de ésta a la difusión de dicha información.

En particular, el proceso a seguir contempla que una vez recibida la solicitud de autorización previa, el Ministerio de Economía (MINECO) remite una copia de la misma a la respectiva Delegación del Gobierno para que abra un período de información pública, que se inicia con la publicación en el Boletín Oficial del Estado y en el de la correspondiente Comunidad Autónoma de un anuncio extracto en el que se destacan el objeto y las características principales de la instalación. En el anuncio se hace constar que las personas y entidades que se consideren afectadas por el proyecto podrán presentar, en el plazo de treinta días, ante la Delegación del Gobierno correspondiente, los escritos de alegaciones que estimen procedentes. El trámite de información pública se efectúa de forma conjunta con el previsto para el Estudio de Impacto Ambiental en su regulación específica. Una vez expirado el plazo de treinta días de información pública, la Delegación del Gobierno realiza las comprobaciones pertinentes, tanto en lo relativo a la documentación presentada como a los escritos de alegaciones y emite un informe, enviando el expediente al MINECO y copia del mismo al CSN.

Por otra parte, la reglamentación también requiere que durante la construcción, explotación y desmantelamiento de las CC.NN. funcione un "comité de información" que tiene carácter de órgano colegiado, y cuyas funciones son las de informar a las distintas entidades representadas sobre el desarrollo de las actividades reguladas en las correspondientes autorizaciones y tratar conjuntamente aquellas cuestiones que resulten de interés para dichas entidades. Los miembros del comité son nombrados por el Director General de Política Energética y Minas, del MINECO, y está presidido por un representante de dicho Ministerio, estando así mismo integrado por un representante del titular de la instalación, del CSN, de las Delegaciones del Gobierno, de las Comunidades Autónomas y de los Municipios en cuyo territorio esté ubicada la instalación. Asimismo, podrán formar parte del mismo otros representantes de las Administraciones Públicas, cuando la naturaleza de los asuntos que se vayan a tratar así lo requiera.

En otro nivel de información y de un modo general, el CSN tiene encomendada entre otras, la función de informar a la opinión pública en materias de su competencia, sin perjuicio de la publicidad de sus actuaciones administrativas en los términos legalmente establecidos.

6.4. Arreglos de carácter internacional

En virtud del Artículo 37 del Tratado constitutivo de la Comunidad Europea de la Energía Atómica (EURATOM), del que España forma parte, se suministran a la Comisión Europea los datos generales sobre todo proyecto de evacuación, cualquiera que sea su forma, de los residuos radiactivos, que permitan determinar si la ejecución de dicho proyecto puede dar lugar a una contaminación radiactiva de las aguas, del suelo o del

espacio aéreo de otro Estado miembro. De acuerdo con la Recomendación de la Comisión Europea de 6 de diciembre de 1999 sobre la aplicación del Artículo 37 del Tratado EURATOM (1999/829/EURATOM), los mencionados datos generales deben ser remitidos a la Comisión cuando sea posible con un año de anticipación, pero en ningún caso con menos de seis meses, antes de la concesión de autorización de operación por parte de las autoridades competentes. Dicho requisito forma parte, por lo tanto, del proceso de licencia de cualquier proyecto de evacuación de residuos radiactivos y, en particular, aplica también a las instalaciones de gestión de combustible gastado.

En este sentido, la C.N. Trillo solicitó autorización de modificación de diseño en febrero 1996 para la construcción del mencionado almacén, y el Gobierno de España, de conformidad con el Artículo 37 del Tratado EURATOM, remitió a la Comisión Europea en abril de 2001 los datos generales relativos a dicho proyecto. Cabe señalar que la C.N. Trillo había remitido ya en 1988 los datos generales de la central, con anterioridad de su puesta en marcha, y sobre los cuales ya existía un dictamen de la Comisión. El dictamen de ésta, emitido el 30 de enero de 2002, considera que la aplicación del proyecto de evacuación de residuos radiactivos en cualquier forma procedentes de la modificación de la C.N. Trillo, situada en España, no puede dar lugar, en condiciones normales de funcionamiento o en caso de un accidente del tipo y magnitud previstos en los datos generales, a una contaminación radiactiva, significativa desde el punto de vista sanitario, del agua, el suelo o el espacio aéreo de otro Estado miembro.

6.5. Valoración del cumplimiento

La información relativa a los parámetros del emplazamiento elaborada en las distintas etapas de licenciamiento conforme a la reglamentación vigente, aplicando los criterios establecidos en la normativa española, los elaborados por los Organismos internacionales y la normativa del país de origen del proyecto, garantizan razonablemente la seguridad de las instalaciones de gestión de CG.

Asimismo, el proceso de licencia y la reglamentación en vigor contempla, tanto la información del público como el mecanismo de evaluación, por parte de la Comisión Europea, del posible impacto de la evacuación de residuos radiactivos de una instalación nuclear en otros Estados miembros.

Por lo tanto, se deduce que en España se han adoptado las medidas necesarias para el cumplimiento de los requisitos del artículo 6 de la Convención.

Artículo 7. Diseño y construcción de las instalaciones

El desarrollo de este artículo incluye la exposición de los principios de seguridad básicos y los procedimientos que se siguen en España para solicitar, analizar y conceder las autorizaciones de construcción a los titulares de instalaciones de gestión de CG, así como los métodos seguidos para vigilar la construcción y garantizar el cumplimiento de los requisitos de diseño.

En este punto, cabe señalar que las únicas instalaciones de gestión de CG existentes en el país se refieren a las piscinas de almacenamiento de CG de las CC.NN. en explotación y el almacén de contenedores de la C.N. Trillo. Las piscinas de todas las CC.NN. han sido evaluadas y autorizadas dentro del proceso de licenciamiento de las propias

centrales y, por lo tanto, los requisitos de diseño y límites y condiciones de explotación forman parte de las autorizaciones concedidas a los titulares. Por otra parte, la ampliación de capacidad de almacenamiento de CG en las CC.NN., bien por medio del cambio de bastidores de las propias piscinas o el uso de contenedores metálicos en el almacén de la C.N. Trillo, han sido propuestos, evaluados y autorizados como modificaciones a la instalación en el marco de las autorizaciones de explotación en vigor de las centrales.

En lo que sigue, se hace referencia al proceso de autorización de construcción, al proceso de autorización para modificaciones de la instalación, a las previsiones de clausura en la etapa de diseño y a las consideraciones de validación de las tecnologías utilizadas.

7.1. Proceso de concesión de la autorización de construcción

Aunque no existe en España experiencia en el proceso de licenciamiento de instalaciones dedicadas de gestión de CG, ya que las instalaciones existentes en los emplazamientos de las CC.NN. han sido diseñadas y evaluadas en el marco de la licencia de dichas centrales, el proceso de concesión de autorizaciones es similar en términos generales al de las CC.NN., para el cual existe una experiencia contrastada en el país.

Entre las etapas más significativas de tal proceso sobresale la necesidad de disponer de una autorización de construcción, como se especifica en el RINR. Dicho Reglamento especifica toda la documentación que debe acompañar a la solicitud de la autorización de construcción, entre la cual destaca el Estudio Preliminar de Seguridad como documento más significativo que debe aportar el titular en apoyo de su solicitud. El formato y contenido de este documento se enmarca en los tres principios fundamentales siguientes:

- ✓ Consideración a los criterios y especificaciones contenidos en la Orden Ministerial por la que se concede la autorización previa a la instalación analizada.
- ✓ Atención a la normativa nacional aplicable y a las recomendaciones apropiadas de las instituciones internacionales, fundamentalmente el OIEA, de las que España es país miembro y en su defecto, el cuerpo normativo del país de origen del proyecto.
- ✓ En su caso, seguimiento preciso, en cuanto a los detalles de la instalación de referencia.

En la fase de autorización previa se presta especial atención a los parámetros que definen el emplazamiento y que son relevantes en el diseño de la instalación, en especial la sismicidad y los fenómenos meteorológicos extremos. En tal sentido, en la Orden Ministerial por la que se concede la autorización previa se pide que “el titular justificará el proyecto sismorresistente” y se establecen los parámetros básicos, aceleraciones máximas, para tal diseño, que son función de los parámetros del emplazamiento. Lo mismo sucede con los parámetros meteorológicos externos, en especial las inundaciones. Se tienen en cuenta también los impactos sobre el medio ambiente, que tienen que ser formalmente evaluados y aceptados por el Ministerio de Medio Ambiente, y se establecen las cláusulas del concepto arquitectónico y de integración paisajística.

Las Ordenes Ministeriales por las que se conceden las autorizaciones previas establecen la normativa a utilizar durante el diseño y construcción de la instalación, y exigen que los criterios, códigos, normas y disposiciones utilizadas en el diseño queden reflejados en el Estudio Preliminar de Seguridad.

El concepto de instalación de referencia, cuando existe, pretende fundamentalmente aprovechar la experiencia adquirida durante las pruebas y funcionamiento de la instalación de referencia propuesta.

La documentación recibida del titular de la solicitud de una autorización de construcción, en particular el Estudio Preliminar de Seguridad, es sometido a una evaluación por parte del CSN. En este proceso de evaluación, el CSN puede solicitar del titular cuanta información, aclaraciones, análisis y estimaciones adicionales considere oportuno, todo lo cual se añade formalmente al expediente de la autorización de construcción. Una vez completado el proceso, se elabora un informe, junto con una propuesta de dictamen, al que acompañan uno o varios anexos, que rigen las actividades del titular durante el proceso de construcción, regulan éste e incluyen especificaciones concretas sobre como llevar a cabo la verificación prenuclear de la instalación.

Entre los requisitos más destacables que rigen la construcción de la instalación conviene señalar que “el titular dispondrá de una organización adecuada y suficiente en todo momento para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción”, que ha de ser aprobada por la autoridad reguladora. Además entre la documentación que debe acompañar a la solicitud de autorización de construcción se han de incluir las previsiones tecnológicas, económicas y de financiación del desmantelamiento y clausura. Asimismo, el titular está obligado a enviar al CSN informes periódicos con detalles sobre la marcha del proyecto en todo lo que afecte a la seguridad nuclear, así como las incidencias y variaciones que hayan podido ocurrir. Aparte de todo ello, el cuerpo de inspección del CSN realiza visitas de carácter genérico y específico.

El programa de pruebas prenucleares debe de incluir las de tipo general a que se refiere el RINR, a las que hay que añadir las específicas del caso, que se describen en la Orden Ministerial por la que se concede la autorización de construcción. El programa de pruebas prenucleares, presentado por el titular al MINECO, requiere ser apreciado favorablemente por el CSN, quien además fija aquellas pruebas que han de ser llevadas a cabo en presencia de la inspección oficial. La realización satisfactoria de la verificación prenuclear y su aceptación formal por el CSN señala el final de la autorización de construcción.

7.2. Proceso de autorización para las modificaciones de una instalación

Como se ha indicado anteriormente, la ampliación de capacidad de almacenamiento en las instalaciones de gestión de CG existentes en España (cambio de bastidores en las piscinas de las CC.NN. y almacén de contenedores de la C.N. de Trillo) han sido autorizadas como modificaciones a la instalación en el marco de las autorizaciones de explotación en vigor de las centrales.

El RINR contempla que las modificaciones en el diseño, o en las condiciones de explotación que afecten a la seguridad nuclear o protección radiológica de una instalación, así como la realización de pruebas en la misma, deberán ser analizadas previamente por el titular para verificar si se siguen cumpliendo los criterios, normas y condiciones en los que se basa la autorización. Si como resultado de dichos análisis, el titular concluye que se siguen garantizando los requisitos mencionados anteriormente, éste podrá llevar a cabo las modificaciones, informando periódicamente a las autoridades reguladoras competentes. Si por el contrario, la modificación de diseño supone una modificación de los criterios, normas y condiciones en los que se basa la autorización de

explotación, el titular deberá solicitar autorización de modificación a las autoridades reguladoras previamente a su ejecución. Con independencia de la mencionada autorización, cuando a juicio de las autoridades reguladoras la modificación sea de gran alcance o implique obras de construcción o montaje significativas, el titular tiene necesariamente que solicitar una autorización de ejecución y montaje de la modificación.

Una solicitud de autorización de modificación irá acompañada de la siguiente documentación:

- ✓ Descripción técnica de la modificación identificando las causas que la han motivado.
- ✓ Análisis de seguridad
- ✓ Identificación de los documentos que se verían afectados por la modificación, incluyendo el texto propuesto para el ES y las ETF, cuando sea aplicable.
- ✓ Identificación de las pruebas previas al reinicio de la explotación que sean necesarias realizar.

Una solicitud de autorización de ejecución y montaje de la modificación, cuando se requiera, debe acompañar la siguiente documentación:

- ✓ Descripción general de la modificación.
- ✓ Normativa a aplicar en el diseño, construcción, montaje y pruebas de la modificación.
- ✓ Diseño básico de la modificación.
- ✓ Organización prevista y programa de garantía de calidad para la realización del proyecto.
- ✓ Identificación del alcance y contenido de los análisis necesarios para demostrar la compatibilidad de la modificación con el resto de la instalación y para garantizar que se siguen manteniendo los niveles de seguridad de la misma.
- ✓ Destino de los equipos a sustituir
- ✓ Plan de adquisición y presupuesto en el caso de grandes modificaciones

7.3. Tecnologías utilizadas para el almacenamiento de combustible gastado

7.3.1. Almacenamiento en piscinas

La opción de almacenamiento en piscinas es utilizada en la práctica totalidad de las centrales de agua ligera. Los beneficios de esta tecnología están, principalmente, asociados a la eficiencia del agua como refrigerante y como blindaje, así como a la flexibilidad que otorga al operador en su política de gestión del núcleo de sus reactores y a que facilita las salvaguardias del material nuclear y las inspecciones y exámenes del combustible gastado

La experiencia acumulada sobre el almacenamiento en piscinas supera los 50 años. Para reactores de agua ligera y combustible gastado con vainas de zircaloy y zirlo no parece existir un límite de tiempo aplicable a esta modalidad de almacenamiento salvo que se presenten condiciones químicas del agua adversas que pudieran contribuir al

deterioro por corrosión de la vaina, que constituye la primera barrera del material radiactivo a efectos de su confinamiento.

7.3.2. Almacén de contenedores de C.N. Trillo

La opción de almacenamiento en seco (en una atmósfera de gas inerte, típicamente helio, nitrógeno o argón) se utiliza como complemento a la de las piscinas, una vez se agota la capacidad de almacenamiento de las mismas. Existen más de 20 años de experiencia de esta tecnología para combustible de reactores de potencia y más de 30 años para elementos de reactores de investigación.

El almacenamiento en seco tiene lugar típicamente en contenedores, que consisten en unos cilindros metálicos bien soldados o con cierres empernados que proporcionan una barrera estanca de confinamiento, que a su vez se encierran en una envolvente adicional metálica, de hormigón o de otro material que otorga al conjunto propiedades de blindaje y de soporte estructural frente a sollicitaciones externas. Algunos de estos contenedores se utilizan tanto para almacenar (a la intemperie o en un edificio) como para transportar el combustible gastado.

La tecnología seleccionada en España para el caso de la C.N. Trillo se basa en la utilización de contenedores metálicos de doble propósito (almacenamiento y transporte). Su diseño es del tipo multipared (acero inoxidable – plomo – acero inoxidable – blindaje neutrónico – acero inoxidable) y garantizan el confinamiento del sistema vigilando el mantenimiento de la presión en el espacio entre las dos tapas principales del contenedor. Esos contenedores se guardan temporalmente en la propia Central en un almacén construido al efecto.

7.4. Valoración del cumplimiento

De lo expuesto anteriormente, se deduce que en España se han adoptado las medidas necesarias para cumplir con los requisitos contemplados en este artículo de la Convención, ya que la legislación española dispone de un procedimiento formal para otorgar la autorización de construcción y de modificación de una instalación nuclear que incluye la revisión del diseño, la vigilancia de la construcción y la verificación de la idoneidad de la realización a través de un programa de pruebas prenucleares.

Artículo 8. Evaluación de la seguridad de las instalaciones

8.1. Requisitos legales y reglamentarios

Como se ha indicado en la [Sección E](#), el procedimiento de licenciamiento para cada una de las autorizaciones de instalaciones nucleares, requiere la presentación por el titular de una serie de documentos, entre los que se incluye el correspondiente ES, con el contenido especificado en cada caso, que a continuación se indica para las autorizaciones referidas en este artículo:

- ✓ En la solicitud de la autorización de construcción se requiere que el solicitante presente un Estudio Preliminar de Seguridad que contenga, entre otros aspectos, la descripción de la instalación en la que se incluyan los *criterios seguidos en el diseño* de aquellos componentes o sistemas de los que depende la seguridad de la instalación y un *análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias*.
- ✓ En la solicitud de autorización de operación se requiere que el solicitante presente, entre otros documentos, un ES que contenga la información necesaria para realizar un análisis y evaluación de la seguridad y de los riesgos derivados del funcionamiento de la instalación, tanto en régimen normal como en condiciones de accidente.
- ✓ Adicionalmente, las modificaciones de diseño que suponen un cambio de los criterios, normas o condiciones en las que se basa la autorización de explotación requieren de una autorización de modificación acompañada de la correspondiente descripción técnica, el *análisis de seguridad realizado* y la identificación de los documentos de explotación que se ven afectados por dicha modificación.
- ✓ Por otra parte, el RINR de 1999, en su artículo 80, establece que la fabricación de contenedores de almacenamiento de combustible gastado, requerirá la aprobación de su diseño, previo informe preceptivo del CSN. Aunque dicha legislación no especifica la documentación a presentar en este caso, se ha establecido un precedente en la práctica con la aprobación del diseño del contenedor ENSA-DPT, autorizado para el almacén de combustible gastado de la C.N. Trillo, según se detalla en el apartado siguiente.

Cada uno de los estudios de seguridad referidos contiene generalmente los análisis necesarios para demostrar el cumplimiento de las funciones de seguridad y de los criterios de diseño de las instalaciones en condiciones normales y de accidente, acompañado de un estudio de las consecuencias o del impacto radiológico, como se detalla en el [apartado 8.3](#).

En relación con la evaluación ambiental, a la que se refiere el enunciado de este artículo de la Convención, se indica que de acuerdo con la legislación española en esta materia la evaluación del impacto ambiental no radiológico está asociada a la autorización previa o de emplazamiento, según se ha expuesto en el [apartado 4.4](#) de esta Sección.

En todos los casos, según se deduce de las funciones atribuidas al CSN por su ley de creación, expuestas en la [Sección E](#), la documentación presentada por el titular y específicamente los estudios de seguridad presentados por los titulares para las autorizaciones de construcción y operación son evaluados de manera sistemática por el CSN, para la emisión de su informe preceptivo previo a dichas autorizaciones.

8.2. Proceso de licenciamiento de las instalaciones existentes

8.2.1. Aplicación a las piscinas de las centrales nucleares

El licenciamiento de las piscinas asociadas al diseño de las centrales nucleares está integrado en el licenciamiento de las propias centrales y sometido actualmente al proceso de las Revisiones Periódicas de la Seguridad.

Las modificaciones de diseño o de las condiciones de explotación realizada en las propias piscinas se ha llevado a cabo de acuerdo con lo dispuesto en el marco legal aplicable y han estado sometidas a un proceso específico de autorización de la modificación cuando así ha sido requerido.

De las modificaciones de diseño afectadas sometidas a autorización, se destacan las de sustitución de los bastidores antes existentes por otros más compactos para aumentar la capacidad de almacenamiento llevadas a cabo con carácter general en todas las piscinas de las centrales en explotación entre 1991 y 1998.

La solicitud de estas modificaciones sometidas a autorización ha ido acompañada por los correspondientes estudios de seguridad y la relación de los documentos afectados por ellas.

8.2.2. Procedimiento para el licenciamiento del almacén de contenedores de Trillo

El licenciamiento del almacén de contenedores de Trillo, iniciado en febrero de 1996, ha sido tramitado como modificación de diseño de la central, según el procedimiento establecido al efecto en el marco legal, previa presentación del ES.

La autorización de puesta en marcha del almacén, ha sido concedida en mayo de 2002, previo informe favorable del CSN. Dicha autorización ha ido seguida de la aprobación de las revisiones del ES y de las Especificaciones de Funcionamiento de la Central para la inclusión de las modificaciones derivadas de la implantación del almacén y de los contenedores de almacenamiento aprobados, así como de otros documentos preceptivos afectados.

El diseño del almacén de contenedores y el ES del mismo están basados en las características del contenedor ENSA-DPT, si bien podrían almacenarse contenedores de otros tipos, debidamente autorizados y siempre que se efectúen previamente las verificaciones y los análisis necesarios.

8.2.3. Aprobación del diseño de los contenedores

Los contenedores ENSA-DPT, en uso actualmente en el almacén de Trillo, han sido diseñados para almacenamiento y transporte de combustible gastado.

En consecuencia, dado que los requisitos de licenciamiento para almacenamiento y transporte están claramente separados y delimitados, el proceso de licenciamiento se ha llevado a cabo en dos vertientes para cada una de las aprobaciones necesarias:

- ✓ La aprobación del diseño para almacenamiento, según lo requerido en el Reglamento de instalaciones Nucleares y Radiactivas
- ✓ La aprobación del modelo como modelo de bulto para transporte tipo B(U), de acuerdo con la Reglamentación de transporte española aplicable.

La fabricación del contenedor ha estado sometida a un programa de garantía de calidad y ha sido seguida por el CSN, mediante:

- ✓ Las inspecciones realizadas para la verificación del cumplimiento de las especificaciones de diseño y de los procedimientos de calidad, así como de las pruebas de verificación realizadas sobre los dos primeros contenedores fabricados.

- ✓ La evaluación de la documentación de las modificaciones de diseño efectuadas para la adaptación a las necesidades de fabricación.

Las aprobaciones para almacenamiento y transporte, inicialmente emitidas en 1997, han sido revisadas en junio de 2002 para la incorporación de las modificaciones de diseño necesarias como resultado de la fabricación y pruebas de verificación y para su actualización de acuerdo con la práctica y normativa del país de origen del diseño del contenedor, adecuando los límites y condiciones de operación al standard del NUREG 1745 "*Standard Format and Content for Technical Specifications for 10CFR 72 Cask Certificate of Compliance*"

Todo ello ha sido incorporado a la aprobación del uso de los contenedores en instalaciones de almacenamiento emitida en junio de 2002, que sigue el formato de Certificados de Cumplimiento contemplados en el 10CFR 72 al no estar definido éste en el marco legal español y no haber precedentes. Esta aprobación:

- ✓ Establece la titularidad del diseño del contenedor.
- ✓ Identifica la documentación en base a la que se concede la aprobación y el régimen para posteriores revisiones y modificaciones de diseño.
- ✓ Especifica la normativa que se considera de aplicación a los efectos de fabricación, pruebas y uso del contenedor.
- ✓ Limita el periodo de validez de la licencia a 20 años y define el procedimiento y las condiciones para su prórroga.
- ✓ Incluye la descripción de las características esenciales del modelo de contenedor.
- ✓ Especifica los parámetros bases de diseño del combustible a almacenar.
- ✓ Especifica que el contenedor se podrá almacenar en instalaciones que cumplan las condiciones de uso, los límites y controles de operación (o especificaciones técnicas) del propio contenedor.
- ✓ Somete todas las actividades de diseño, fabricación y operación del contenedor incluyendo las pruebas, el mantenimiento y la vigilancia, a Programas de Garantía de Calidad.
- ✓ Requiere que las operaciones de manejo, carga y descarga, vigilancia y mantenimiento se realicen, de acuerdo con procedimientos escritos consistentes con Manuales de Operación y de Mantenimiento.
- ✓ Define el contenido mínimo de la información a remitir anualmente al CSN, que incluye los datos sobre la experiencia operativa
- ✓ Define el procedimiento para actualización periódica del ES del contenedor.

8.3. Marco general de los análisis y las evaluaciones de seguridad

Los Estudios Finales de Seguridad presentados por los titulares de las centrales nucleares contienen varios apartados dedicados al almacén de combustible gastado, el sistema de refrigeración y los sistemas de manejo, donde se incluyen las bases de diseño, criterios de aceptación, la normativa aplicable, la descripción de los sistemas y métodos adoptados y los análisis realizados para demostrar el cumplimiento de los criterios de aceptación de todas las funciones esenciales (prevención de la criticidad, remoción de calor, confinamiento de la actividad y blindaje)

Para su análisis y evaluación se ha utilizado el NUREG-0800 "Standard Review Plan" en su apartado 9.1.2 "Almacenamiento de combustible gastado", y el apartado 9.1.3 "Sistema de refrigeración y limpieza de la piscina de combustible gastado" y normativa asociada. y Sistemas de manipulación.

En el caso de la central nuclear de Trillo, que es de tecnología de origen alemán (Kraftwerk Union Aktiengesellschaft), la información sobre el almacenamiento se encuentra en el Estudio Final de Seguridad y se han utilizado los criterios de la normativa de ese país que se ha contrastado para su evaluación con los requisitos antes referidos. Así por ejemplo:

- ✓ Los análisis relativos a la criticidad tienen en cuenta la normativa española UNE 73-501-92 "Requisitos de criticidad para el diseño de bastidores de almacenamiento en piscinas de combustible" y las directrices del Standard Review Plan (NUREG-0800) en su capítulo 9.1.2, concretamente el criterio general de diseño 62, que refiere para su cumplimiento la Regulatory Guide 1.13 "*Spent Fuel Storage Facilities Design Basis*" y el ANS 57.2 "*Design Objectives for LWR Spent Fuel Storage Facilities at NPS*" y la Regulatory Guide 3.71 "*Nuclear Criticality Safety Standards for the Fuel and Material Facilities*".
- ✓ Los análisis relativos al sistema de refrigeración tiene en cuenta las directrices marcadas en el Standard Review Plan (NUREG-0800) en su capítulo 9.1.3 de la normativa ahí referenciada: 10CFR20, 10CFR50, R.G. 1.13, R.G. 1.26, R.G.1.29, R.G. 1.52, con las salvedades propias de las centrales de diseño antiguo.

En cuanto a los contenedores de almacenamiento el estudio final de seguridad sigue el formato del NUREG-1536, e incluye la descripción general del contenedor, los principales criterios de diseño, la evaluación estructural, la evaluación térmica, la evaluación del blindaje, el análisis de la criticidad, además de los procedimientos de operación, los criterios de aceptación y los procedimientos de mantenimiento, la protección contra la radiación, un capítulo de análisis de accidentes, otro de garantía de calidad y el correspondiente a los límites y condiciones de operación elaborado de acuerdo con el NUREG antes citado.

La documentación ha sido evaluada por el CSN con el objetivo de comprobar el cumplimiento de los criterios de aceptación de la normativa de referencia en cada caso, previamente a la emisión de su dictamen para las correspondientes aprobaciones.

Como se ha dicho, el ES del almacén de Trillo está basado en el diseño del contenedor y ha sido evaluado igualmente por el CSN.

8.4. Valoración del cumplimiento

El marco legal existente en España para el licenciamiento de las instalaciones requiere la evaluación de seguridad en las fases de construcción y operación a las que se refiere este artículo de la Convención conjunta, que se ha desarrollado de manera sistemática para las instalaciones existentes, creando la base para su aplicación a otras instalaciones futuras. En consecuencia puede decirse que España cumple razonablemente con lo requerido en este artículo.

Artículo 9. Operación de instalaciones

9.1. Licencia de operación

La licencia de operación de las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes en el país se refiere a las piscinas de almacenamiento de combustible gastado (PACG) dentro de las propias Centrales Nucleares (CC.NN.) y el almacén de contenedores de la Central Nuclear de Trillo. Las PACG de todas las CC.NN. actualmente en operación han sido evaluadas y autorizadas dentro del proceso de licenciamiento de las propias CC.NN. y, por lo tanto, los requisitos de diseño y límites y condiciones de explotación recogidos en las evaluaciones de seguridad y en las evaluaciones ambientales, forman parte de las Autorizaciones de Explotación concedidas a los titulares, una vez finalizado el programa de puesta en servicio (programa de pruebas prenucleares y pruebas nucleares) que demuestra que la instalación, así construida, se ajusta a los requisitos de diseño y seguridad.

La Autorización de Explotación en vigor faculta al titular para poseer y almacenar elementos combustibles ligeramente enriquecidos, de acuerdo con los límites y condiciones técnicas contenidas en el ES de la Recarga de cada ciclo y con los límites y condiciones asociadas a las Autorizaciones Específicas de almacenamiento de combustible fresco e irradiado.

La operación del combustible gastado en las CC.NN. se realiza de acuerdo con la Autorización de Explotación de cada central nuclear, establecida según el vigente RINR, en el que se contemplan como documentos necesarios para la operación las ETF y el PLAGERR.

Por otra parte, la ampliación de capacidad de almacenamiento de las PACG en las CC.NN., bien por medio del cambio de bastidores en las propias PACG como por el nuevo almacén de contenedores metálicos de doble propósito de la C.N. Trillo, ha sido propuesta, evaluada y autorizada como modificaciones a la propia central nuclear como instalación, en el marco de las Autorizaciones de Explotación en vigor en las propias CC.NN., siguiendo el mismo proceso de licenciamiento de la autorización original.

9.1.1. Piscinas de almacenamiento de combustible gastado

En la operación de las centrales nucleares, en lo que respecta a las piscinas de almacenamiento de combustible gastado o irradiado, se tienen en cuenta diversos aspectos como los que se indican a continuación.

- ✓ Movimientos de cargas pesadas sobre el almacenamiento de combustible nuclear gastado o irradiado.

La restricción en el movimiento de cargas superiores al peso nominal de un elemento combustible y herramienta de maniobra asociada, por encima de otros elementos combustibles gastados o irradiados en la piscina de almacenamiento asegura que en el caso de que ésta se desprenda (a) la liberación de radiactividad estará limitada a la considerada en el accidente de caída de un elemento combustible y (b) cualquier distorsión posible del combustible en los bastidores de almacenamiento no producirá una configuración crítica.

Esta hipótesis está de acuerdo con la liberación de radiactividad supuesta en los análisis de accidentes. En el caso de las centrales con piscina de combustible en el propio Edificio de Contención existen enclavamientos en la grúa del edificio tendientes a evitar el paso de cargas sobre la misma.

✓ Nivel de agua de la piscina de almacenamiento

Las restricciones sobre el nivel mínimo del agua aseguran que se dispone de una profundidad de agua suficiente para eliminar el 99% de la radiactividad que se liberaría en el supuesto de que el 10% del yodo contenido en el huelgo de las varillas de combustible se escapara como consecuencia de la rotura de un elemento combustible irradiado. La profundidad mínima del agua está de acuerdo con las hipótesis del análisis de accidentes. El nivel de agua asegura la cantidad de agua suficiente para el correcto funcionamiento de la refrigeración de los elementos combustibles situados en la piscina.

El diseño de la instalación previene del vaciado accidental de la piscina. Se dispone de sistemas de aporte de agua para reponer el nivel y de indicaciones redundantes del mismo en Sala de Control.

✓ Sistema de ventilación del área de almacenamiento de combustible

Las limitaciones sobre el sistema de ventilación del área de almacenamiento de combustible aseguran que todo el material radiactivo liberado desde un elemento combustible irradiado será filtrado a través de filtros de alta eficiencia (HEPA), para partículas en el aire y de absorbente de carbón activo antes de descargarlos a la atmósfera. La operabilidad de este sistema y la capacidad resultante de eliminación de yodo están de acuerdo con las hipótesis de los análisis de accidente. El sistema dispone de los monitores de radiación necesarios para evitar descargas al exterior superiores a los límites establecidos.

✓ Control de la concentración de boro y del grado de quemado en la piscina de combustible gastado.

La concentración de boro requerida (sólo centrales tipo PWR) y el quemado exigido para los elementos que se almacenan en la piscina de combustible gastado aseguran que se mantiene la subcriticidad en las peores condiciones previstas de almacenamiento y manipulación de elementos combustibles.

En el análisis de criticidad se utiliza como criterio de aceptación para el margen de subcriticidad el recomendado en el 10CFR50.68 y la KTA 3602. El factor de multiplicación neutrónico efectivo, Keff, del combustible manejado y almacenado en la piscina, en todas las condiciones a analizar, deberá ser menor o igual a 0,95 con un 95% de probabilidad para un nivel de confianza del 95%.

✓ Vigilancia de la radiación del área de la piscina de almacenamiento de combustible.

El nivel de agua en la piscina, junto con el sistema de purificación de la misma, limitan las dosis producidas por el combustible almacenado y la contaminación radiactiva del agua.

Se dispone de detectores de radiación en el área de la piscina con indicación local y en los paneles del Sistema de Vigilancia de la Radiación en Sala de Control con alarmas visuales y acústicas por alta radiación.

- ✓ Rango y límite de temperatura en la piscina de combustible.

La temperatura del agua de la piscina esta limitada en operación normal a un valor máximo. Se fija un límite máximo en la temperatura del agua de la piscina con objeto de garantizar en todo momento que la temperatura en la superficie de las varillas de combustible se mantiene en niveles adecuados y que no se alcanza en ningún punto de la masa de agua la temperatura de ebullición, del mismo modo se asegura que no se modifican las propiedades mecánicas del hormigón estructural de la piscina.

Se dispone de medición redundante de la temperatura con indicación en Sala de Control y alarmas por alta temperatura. El Sistema de refrigeración de la piscina es redundante con capacidad del 100% en cada tren de refrigeración.

- ✓ Sistema de detección de fugas de la piscina de combustible.

La piscina de almacenamiento de combustible se ha diseñado adecuadamente como estructura de Clase 1 para resistir las cargas sísmicas previstas. El recubrimiento de acero inoxidable evitará las fugas, incluso en la situación no muy probable de que aparezcan grietas en el hormigón. Para evitar un drenaje no intencionado de la piscina, ésta no tiene penetraciones que hicieran posible el drenaje de la piscina en la parte inferior.

- ✓ Operabilidad de los sistemas de refrigeración y filtrado de la piscina de combustible.

Las dos funciones del sistema son: la de mantener el agua de la piscina de combustible gastado por debajo de una temperatura determinada y la de filtrar y desmineralizar el agua de la piscina de combustible gastado, para conseguir un nivel aceptable de radiación y con un grado de claridad necesario para la recarga y el servicio del reactor.

- ✓ Sistemas de manipulación del combustible.

Los equipos y herramientas de manipulación del combustible disponen de medios para evitar su uso incorrecto (izado excesivo, límites de cargas, etc.) así como de mecanismos de seguridad para evitar caídas de los elementos combustibles.

- ✓ Sistemas que garantizan la contención donde se ubica la piscina de combustible y normas administrativas de control para su acceso.

El diseño del edificio, estructuras y sistemas que almacenan el combustible gastado se ha realizado para soportar las cargas sísmicas correspondientes a los sismos base de operación y de parada segura, así como aquellas cargas y fenómenos naturales que apliquen (viento, maremoto, etc.). El edificio está diseñado para minimizar cualquier escape de materias radiactivas que pudieran resultar de un accidente.

9.1.2. Almacenamiento de combustible gastado en seco (C.N. Trillo)

El almacén temporal de contenedores de C.N. Trillo tiene por objeto almacenar 80 contenedores que contendrán los elementos combustibles gastados de la Central. El contenedor, para almacenamiento y transporte, tiene una capacidad de 21 elementos de tipo 16x16 en gas inerte (helio).

El contenedor es el único elemento con funciones de seguridad, siendo el almacén un elemento pasivo sin funciones de dicho tipo, debiendo asegurar únicamente que su colapso no afecte al contenedor.

El sistema de supervisión y control vigila el comportamiento de los contenedores por medio de presostatos que controlan la presión entre tapas de cada contenedor.

Las operaciones con el contenedor que supongan la verificación de parámetros de seguridad, se realizan en base a las ETF de C.N. Trillo y con Procedimientos de Vigilancia. Estos son los siguientes:

✓ Carga del contenedor.

Con este procedimiento se asegura que los elementos combustibles a cargar cumplen las bases de diseño del contenedor, quedando garantizadas las funciones de seguridad durante las operaciones de almacenamiento del contenedor.

✓ Integridad del combustible durante las operaciones de vaciado y llenado de helio.

La vigilancia del tiempo en que se realizan las anteriores maniobras, asegura que la integridad de las vainas está garantizada, estando suficientemente por debajo del límite de temperatura de vaina de corto plazo, a la vez que proporciona un plazo de tiempo razonable para realizar las acciones adicionales requeridas en las especificaciones de funcionamiento.

✓ Comprobación de los transductores de presión de los contenedores.

Con este procedimiento, se asegura el correcto funcionamiento de los transductores de presión de los contenedores cargados con combustible.

✓ Verificación de la presión entre tapas del contenedor.

Con este procedimiento, se asegura el confinamiento de los productos de fisión del combustible que el contenedor almacena. Para tal fin, se ha establecido un límite máximo para la tasa de fugas a través de la barrera de confinamiento del contenedor. El cumplimiento de este límite se asegura mediante la vigilancia de la variación de la presión entre tapas.

Adicionalmente se disponen de diversos procedimientos tendentes a asegurar todas las operaciones y mantenimiento de los contenedores.

9.2. Límites y condiciones que regulan la operación

En las ETF se establecen las condiciones límites de operación, la aplicabilidad, las acciones necesarias y los requisitos de vigilancia necesarios para cumplir con las condiciones límites en los aspectos relacionados con el almacenamiento del combustible gastado indicados en los apartados del 9.1.

Así mismo, las ETF contienen los valores límites de las variables que afectan a la seguridad, los límites de actuación de los sistemas de protección automática, las condiciones mínimas de funcionamiento, el programa de revisiones, calibrado e inspecciones o pruebas periódicas de diversos sistemas y componentes, y su control operativo.

Para desarrollar y detallar los requisitos de vigilancia de las ETF se elaboran procedimientos de vigilancia que se realizan por los diferentes departamentos involucrados en la operación de la central.

Por otra parte en el ES se incluyen apartados referentes a:

- i. La PACG y los tipos de bastidores utilizados especificando las bases de diseño relativas a la seguridad y las bases de diseño adicionales, los códigos y normas aplicables al diseño, la descripción de las instalaciones, la evaluación de seguridad y los ensayos e inspecciones periódicas si procede. La evaluación de seguridad indica el análisis de criticidad, el diseño de los bastidores utilizados para el combustible gastado y las características protectoras de la instalación de almacenamiento de combustible gastado.
- ii. El sistema de enfriamiento y limpieza de la PACG especificando las bases de diseño relativas a la seguridad y las bases de diseño relativas a la generación de energía, la descripción del sistema, la evaluación de seguridad y los ensayos e inspecciones periódicas si procede.
- iii. El sistema de manejo del combustible especificando las bases de diseño, la descripción del sistema enumerando las herramientas y equipos de mantenimiento, describiendo el uso de las principales herramientas y equipos de mantenimiento, describiendo aspectos de seguridad del proyecto donde sean aplicables (p.ej., cofre para combustible irradiado, plataformas de manejo de combustible, etc.), la evaluación de seguridad, los ensayos e inspecciones periódicas si procede y la instrumentación asociada de las herramientas y equipos de mantenimiento.

En el ES se recoge el análisis del accidente de manejo de combustible en el edificio donde está ubicada la PACG. Igualmente, se indica, dentro del programa de pruebas de construcción, prenucleares y nucleares, las que apliquen (p.ej., las pruebas prenucleares del equipo de manejo de combustible, pruebas prenucleares del sistema de enfriamiento y limpieza de las PACG, etc.).

9.3. Procedimientos relacionados con el almacenamiento de combustible gastado

En las centrales nucleares se disponen de diversos procedimientos que regulan la realización de las diversas actividades relacionadas con la operación, el mantenimiento, la vigilancia radiológica e inspecciones de las estructuras, sistemas y equipos que forman parte de los almacenamientos de combustible gastado. Entre estos se pueden destacar los siguientes:

- ✓ Procedimientos de operación del sistema de refrigeración y purificación de la piscina de combustible gastado. Atienden a los distintos modos de operación de dicho sistema incluidas las indicaciones y alarmas de temperatura y nivel, vías de reposición del nivel, etc.
- ✓ Procedimiento de comprobación de fugas en la piscina
- ✓ Procedimientos de manejo del combustible. Afectan a todos los equipos y herramientas que intervienen en la manipulación del combustible en la central, cubriendo las posibles incidencias
- ✓ Procedimientos de protección radiológica. Atienden a todos los aspectos de seguridad radiológica propios de zona controlada que aplican al área de almacenamiento de combustible gastado, así como a las actuaciones en caso de accidente en el manejo de combustible

- ✓ Procedimientos de vigilancia de la química del agua de la piscina. Además del control de la concentración de boro en el agua de la piscina que dispone de su propio procedimiento, se vigila la presencia de determinados compuestos químicos limitándolos a los valores recomendados por la normativa a fin de preservar la integridad del combustible.

Las instalaciones disponen de inventarios detallados de los elementos combustibles dispuestos en la piscina de combustible gastado, con la siguiente información sobre cada uno de los elementos almacenados:

- ✓ Identificación y características técnicas (fabricante, modelo y tipo).
- ✓ Historia del quemado y valor de quemado alcanzado.
- ✓ Balance isotópico del elemento
- ✓ Posición de almacenamiento
- ✓ Estado físico del elemento, existencia de fallos de varillas e inspecciones realizadas sobre el mismo.
- ✓ Varillas defectuosas extraídas de elementos combustibles.

Esta información se actualiza al finalizar cada ciclo de operación y atiende a lo requerido en la ETF pertinente y al Informe Anual del PLAGERR.

9.4. Apoyos técnicos

Las centrales nucleares disponen de servicios de ingeniería y apoyo técnico para facilitar la cumplimentación y verificación de los criterios de seguridad en las áreas de almacenamiento de combustible gastado, dentro del alcance descrito en el Reglamento de Funcionamiento de las mismas.

Dentro de los contratos establecidos con los suministradores y/o fabricantes de combustible nuclear se contempla el apoyo técnico en relación con los elementos combustibles suministrados, en los que se incluye la transmisión de las características y diseño de los elementos, sus límites de operación para la garantía del combustible y los planos y datos, que la central nuclear precise como consecuencia a su vez de los contratos que se establezcan entre la central y las empresas competentes en servicios de combustible irradiado (ENRESA, transporte, almacenamiento, etc.).

9.5. Notificaciones

Dentro de las ETF de las centrales nucleares se establecen las condiciones en que se han de realizar informes especiales cuando se puedan producir incidentes significativos para la seguridad de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado.

Los sucesos notificables deberán notificarse al CSN y a las autoridades gubernamentales competentes utilizando el formato del Apéndice II, III o IV de la Guía de Seguridad del CSN GSG-1.6. Los Informes Especiales se enviarán al CSN según establece las ETF.

Dentro del informe mensual de explotación que se envía con esa periodicidad al CSN se informa sobre el estado de almacenamiento de las piscinas de combustible gastado y sus posibles variaciones respecto el anterior informe, indicándose la relación de elementos existentes, el quemado acumulado y la fecha de descarga del reactor.

Anualmente se remite por parte de cada central a EURATOM / OIEA la declaración por elemento combustible del material fisionable existente en la piscina de combustible gastado.

En concreto se realizan los siguientes informes y notificaciones periódicas:

- i. Contabilidad del combustible.
- ii Confinamiento del combustible mediante precintos en los puntos clave de medición y unidades de vigilancia de los movimientos de combustible.
- ii Inspecciones periódicas sobre contabilidad y confinamiento.
- iv Informe mensual al CSN (IMEX): Capacidad actual e inventario de piscina.
- v Informe mensual al MINECO: Variaciones en el inventario del combustible.
- vi Informe anual a ENRESA: Inventario de residuos (relación de elementos en piscina).
- vii Informes a EURATOM: características técnicas fundamentales, informe de cambios en el inventario (mensual), informe de balance de materiales (anual), informe del inventario físico (anual) e informe del programa general de actividades (anual).

9.6. Experiencia operativa

Dentro de los procedimientos de las centrales nucleares se contemplan los análisis de la experiencia operativa propia y ajena, por los correspondientes especialistas, que puede provocar la realización de acciones de mejora tanto en los aspectos de diseño como de procedimientos operativos.

Dentro de la experiencia operativa interna se analizan los informes de sucesos notificables y los informes especiales.

Con respecto a la experiencia operativa externa se analizan, entre otros, los siguientes informes:

- i Generados por las CC.NN. españolas o requeridos por el CSN.
- ii Generados por INPO/WANO: SER, SOER, SEN/O&MR (INPO) y ENR/EAR/MER (WANO).
- iii Experiencia divulgada por la US-NRC.
- iv Suministradores: Informes requeridos por 10CFR21 y Boletines técnicos.

9.7. Clausura

Se preparan y actualizarán, cuando sea necesario, planes de clausura de una instalación de gestión de combustible gastado utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que son examinados por el Organismo regulador.

9.8. Valoración del cumplimiento

De todo lo expuesto anteriormente en cada uno de los apartados correspondientes a los requisitos de seguridad que integran este artículo, se deduce que en España las

operaciones realizadas en las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes reúnen las características necesarias para asegurar que se cumple con las diferentes medidas requeridas por la Convención en su artículo 9 de aplicación a las instalaciones existentes.

Artículo 10.

Almacenamiento definitivo del combustible gastado

Como se ha indicado en la [Sección B](#), los distintos PGRR han contemplado el almacenamiento geológico profundo como la solución final para el combustible gastado procedente de los reactores de agua ligera en explotación. Sin embargo, el 5º PGRR, actualmente en vigor, aplaza cualquier decisión sobre una solución final hasta el año 2010. Los estudios en marcha actualmente conjugan el almacenamiento geológico profundo y los análisis que las técnicas de separación y transmutación pudieran tener en el futuro sobre aquél, en términos de volumen y radiotoxicidad del término fuente a almacenar.

Sección H

Seguridad de la gestión
de residuos radiactivos

Artículo 11. Requisitos generales de seguridad

11.1. Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor

En España, además del combustible gastado (CG) procedente de las Centrales Nucleares, habrá que gestionar los residuos de alta actividad vitrificados procedentes del reproceso en Francia del CG de la C.N. Vandellós I, que serán devueltos a partir del año 2010, así como pequeñas cantidades de materiales fisionables recuperados en el reproceso en el Reino Unido del combustible de la C.N. Sta. María de Garoña generados con anterioridad a 1983, que serán devueltos a España en fecha aun sin precisar.

Así mismo, de acuerdo con la clasificación de residuos y las estrategias para su almacenamiento final, descritas en la Sección B ([apartado B.3](#)) de este informe, en el grupo de residuos destinados a una instalación de almacenamiento geológico profundo deben tenerse en cuenta otros residuos que por sus características, en cuanto a actividad y periodo de semidesintegración, no pueden ser almacenados en la instalación de almacenamiento de El Cabril.

Las medidas para garantizar el mantenimiento de las condiciones subcríticas en las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado actualmente existentes, ubicadas en los emplazamientos de las centrales nucleares, se han expuesto en la [Sección G](#) ([apartado G.1](#)) de este informe. El resto de los residuos antes mencionados no son susceptibles por su naturaleza de alcanzar condiciones subcríticas, con la excepción de los materiales fisionables recuperados del reproceso de combustible español en otros países, que actualmente no se encuentran en España.

En cuanto a las medidas para garantizar la remoción de calor, la situación es similar a la descrita anteriormente, las medidas adoptadas en las instalaciones de almacenamiento temporal del combustible nuclear existente son las descritas en la [Sección G](#) de este informe, mientras que de los residuos mencionados sólo los residuos de alta actividad vitrificados (80 m³), actualmente en Francia, generan calor en cantidades considerables, lo que deberá ser tenido en cuenta en su día cuando sean devueltos a España.

El resto de los residuos antes referidos, destinados a una instalación de almacenamiento geológico no generan calor en cantidades significativas

11.2. Medidas adoptadas para asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible

Las medidas para asegurar que la generación de los residuos radiactivos debida a la gestión del combustible gastado se mantenga al nivel mas bajo posible se han incluido en la Sección G, el [apartado 4.2 d\)](#) este informe.

De acuerdo con la política española de la gestión del combustible gastado y con los residuos de alta actividad existentes actualmente e identificados en la [Sección B](#) de este informe, no se ha contemplado aun la adopción de medidas para reducir su generación.

En relación con la gestión de los residuos de baja y media actividad, aunque no existen requisitos específicos en la normativa española que obliguen a los productores de residuos a minimizar las cantidades producidas, el principio de la minimización de la producción ha sido impulsado por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en la práctica a través de requerimientos de actuación a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA) en relación con la utilización óptima de la capacidad de almacenamiento definitivo en El Cabril.

Estos requerimientos han propiciado que las centrales nucleares y ENRESA en los últimos años, hayan realizado conjuntamente un esfuerzo en la reducción del volumen de residuos radiactivos de baja y media actividad generado en las centrales españolas. Esta actuación se rige por un acuerdo, realizado en el seno de la Comisión Paritaria UNESA-ENRESA y firmado en el mes de junio de 1994, el cual ha conllevado tareas de análisis conjunto, así como inversiones en proyectos específicos. En dicho Acuerdo se establece un sistema de financiación que puede incluir una participación económica por ENRESA en el coste del proyecto, teniendo como límite el ahorro económico que supone, dentro de la gestión de ENRESA, la cantidad de bultos reducida por la implantación del proyecto.

En enero de 1995, tras la firma del acuerdo y como resultado del estudio de las posibles actuaciones en cada central nuclear, se elaboró por parte de ENRESA un plan global de actuaciones de reducción de volumen, el cual, bajo la consideración de constituir una primera fase, incluía exclusivamente la acometida de una serie de proyectos sencillos y de pocas incertidumbres. Este plan global se revisó en julio de 1997, considerando en esta segunda fase proyectos de índole más compleja, los cuales, en su mayoría, están actualmente implantados o en su fase final de instalación.

Cabe indicar que la reducción proporcionada por los proyectos de reducción de volumen es sólo una parte de la reducción total, ya que ha existido una mejora en las prácticas de operación, las cuales han sido llevadas a cabo de forma adicional por cada una de las centrales nucleares que igualmente han presentado resultados satisfactorios.

Los proyectos de reducción de volumen implantados en las centrales nucleares, han incidido fundamentalmente sobre los siguientes aspectos:

- ✓ Reordenación de drenajes, evitando que fluidos limpios radiactivamente, entraran al sistema de tratamiento de residuos radiactivos y por su mezcla con otros fluidos activos, hubieran de ser acondicionados produciendo bultos de residuos de baja y media actividad. Se trata de proyectos realizados durante la 1ª y la 2ª fase del Plan de Actuación, habiendo sido implantados en C.N. Ascó (ahorro de 400 bultos), C.N. Cofrentes (ahorro de 228 bultos) y en C.N. Trillo (ahorro de 280 bultos).

- ✓ Acondicionamiento de los residuos de concentrados de evaporador, como sustituyente del agua que acompaña a las resinas de intercambio iónico, evitando la producción de bultos de concentrados. Es un proyecto de la 1ª fase del Plan de actuación que se ha implantado en la práctica totalidad de las centrales nucleares. Únicamente requirió una inversión económica significativa en C.N. Trillo, donde se formalizó el correspondiente proyecto de reducción de volumen, el cual contabiliza actualmente, un ahorro de 156 bultos.
- ✓ Segregación de residuos y tratamientos de descontaminación, en los que se ha podido gestionar convencionalmente, materiales que, de otra forma, hubieran sido introducidos en bultos de residuos radiactivos. Salvo algún proyecto ocasional de la 1ª fase, la mayoría pertenecen a la 2ª fase del Plan de actuación. Se han implantado en C.N. Garoña (ahorro de 766 bultos), C.N. Almaraz (ahorro de 1.114 bultos), C.N. Ascó (ahorro de 1.000 bultos), C.N. Cofrentes (ahorro de 1.210 bultos), C.N. Vandellós II (ahorro de 510 bultos) y C.N. Trillo (ahorro de 594 bultos).
- ✓ Mejoras en sistemas de tratamiento de la central, al objeto de minimizar el volumen de residuos a generar. Es el caso de C.N. Cofrentes con un proyecto de la 2ª fase del Plan de actuación, el cual ha permitido una reducción de 254 bultos hasta el momento actual.
- ✓ Implantación de equipos de desecación de concentrados y lodos, con el fin de reducir significativamente el volumen de residuo a acondicionar. Constituye un proyecto de la 2ª fase, habiendo sido instalado ya en C.N. Cofrentes con un ahorro, hasta la fecha, de 225 bultos y estando a la espera de entrar en operación durante el presente año en C.N. Almaraz y C.N. Trillo y durante el próximo año en C.N. Garoña y C.N. Vandellós II.

Actualmente ENRESA continúa el análisis conjunto con las centrales nucleares para la implantación de las actuaciones de reducción de volumen en las centrales, incluyendo la participación económica, teniendo como principales hitos a corto plazo, la finalización del proyecto de implantación de los equipos de desecación de concentrados y lodos, lo cual se espera alcanzar durante el año 2002, así como el desarrollo de proyectos de desclasificación de determinadas corrientes en el conjunto de las centrales nucleares. El mantenimiento de los proyectos actuales y la adopción de estos nuevos proyectos, permite estimar que la producción de residuos de baja y media actividad (RBMA) en el conjunto de las CC.NN. se sitúe próximamente en torno a los 2.000 bultos anuales (equivalente a 440 m³).

Asimismo, cabe destacar los esfuerzos conjuntos de ENRESA con las instalaciones radiactivas (II.RR.) para disminuir las cantidades de residuos radiactivos retirados. En los últimos 10 años, prácticamente, se ha reducido a la mitad el volumen anual de residuos retirados de estos productores, pasándose de unos 140 m³ a los 70 m³ actuales, con valores próximos a los 100 m³ en los años 1999 y 2000. Por el contrario, en este periodo se ha pasado de tener suscritos 400 contratos entre ENRESA y las II.RR. hasta los 650 actualmente en vigor, manteniéndose prácticamente constante el número de II.RR. en el país.

En la figura 1, que puede consultarse en la página siguiente, se observa la tendencia en la producción de residuos de baja y media actividad. En este sentido, es de destacar la inversión de ENRESA de más de 6 millones de euros en proyectos de reducción de volumen en las centrales nucleares, dentro del acuerdo marco establecido al efecto entre ENRESA y UNESA.

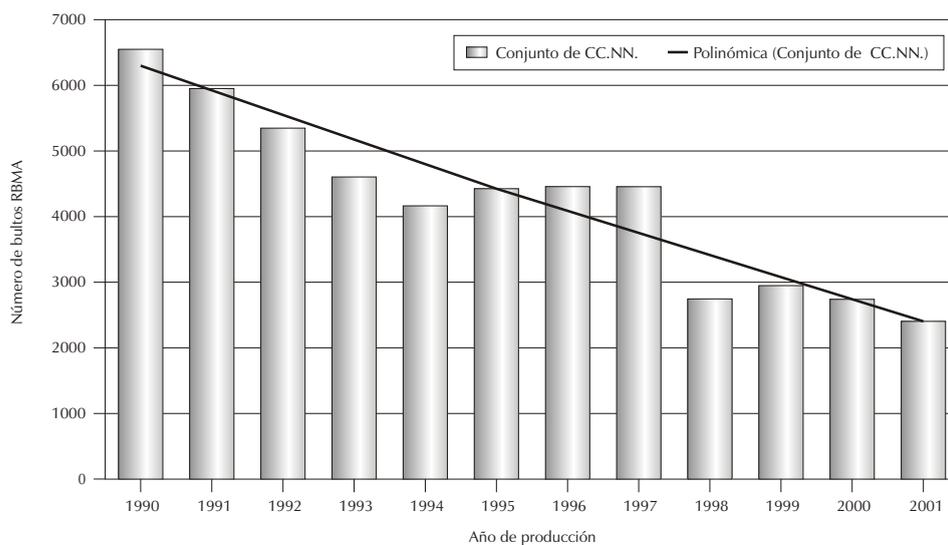


Figura 1. Generación anual de bultos de RBMA en CC.NN.

11.3. Medidas adoptadas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos

Las medidas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible son las especificadas en la Sección G, [apartado 4.3](#).

De acuerdo con la política española de la gestión del combustible gastado y con los residuos de alta actividad existentes actualmente e identificados en la [Sección B](#) de este informe, no se ha contemplado aun la adopción de medidas específicas en relación con este requisito.

En lo que respecta a la gestión de los residuos de media y baja actividad, el objetivo principal de todas las operaciones técnico administrativas asociadas a la gestión de los residuos radiactivos es limitar las exposiciones a la radiación del personal de operación y del público, minimizando los posibles efectos a largo plazo sobre el medio ambiente y las generaciones futuras.

Con este objeto, los requisitos exigibles a un sistema global de gestión de residuos radiactivos, a sus componentes y a los productos finales obtenidos, son definidos en términos derivados de las condiciones de seguridad y protección radiológica que establece la autoridad reguladora española.

Por lo que se refiere a las etapas de la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad que se llevan a cabo en las centrales nucleares españolas, están sometidas, entre otros, al proceso de licenciamiento reglamentario previo a su operación. Durante este proceso se requiere específicamente al titular la elaboración y aplicación del denominado Programa de Control de Procesos (PCP) en la operación de los sistemas de acondicionamiento de los residuos para su disposición final.

El CSN publicó en 1991 la Guía de Seguridad 9.1: "Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de baja y media actividad", en la que se establece el objetivo, alcance y contenidos del PCP.

El PCP tiene como objetivo garantizar de manera razonable que los sistemas de acondicionamiento de los residuos operan ajustándose a parámetros previamente determinados, de manera que la calidad de los productos finales solidificados obtenidos resulte ser aceptable, cumpliendo los criterios de aceptación establecidos para su recepción en el centro de almacenamiento de El Cabril.

Para alcanzar el objetivo del PCP, su contenido está basado en el cumplimiento de dos criterios básicos:

- ✓ Identificar y delimitar los parámetros que gobiernan el proceso de solidificación, en especial aquellos mediante los que se relaciona la operación del sistema con la calidad del producto final obtenido en lo que se refiere a la adquisición de garantías sobre su comportamiento y estabilidad a largo plazo.
- ✓ Asegurar que el sistema de acondicionamiento operará siempre dentro de los parámetros de proceso establecidos.

En los programas de inspección que realiza el CSN a las centrales nucleares se controla y verifica la correcta implantación del PCP en los sistemas de acondicionamiento de los residuos húmedos (resinas, concentrados y lodos), que están basados en la obtención de productos finales en forma de sólidos monolíticos cementados.

Los criterios de aceptación de los bultos de residuos de media y baja actividad se establecieron de acuerdo con la Orden Ministerial de 9 de octubre de 1992. La vigente autorización de explotación del centro de almacenamiento El Cabril, concedida por Orden Ministerial de fecha 5 de octubre de 2001, determina que los criterios de aceptación de residuos en esta instalación forman parte de los documentos oficiales de explotación.

La existencia en España de un concepto definido de instalación para la gestión definitiva de los residuos de baja y media actividad aporta ventajas tanto desde el punto de vista técnico como en relación con la seguridad y protección radiológica, ya que es posible llevar a cabo una gestión integrada mediante la optimización de cada componente y teniendo en cuenta el resultado global.

De interés especial, en lo que se refiere a las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos de baja y media actividad, es el estudio y determinación de sus propiedades físico-químicas y radiológicas, cuyo conocimiento es necesario para evaluar el cumplimiento de las condiciones de seguridad de su almacenamiento temporal y de su disposición final.

ENRESA debe garantizar por lo tanto, que todo bulto de residuos radiactivos que sea admitido para su almacenamiento en El Cabril disponga del correspondiente documento que ampare la superación del proceso y pruebas establecidas para su aceptación.

El CSN requirió a ENRESA la elaboración de una metodología de aceptación de los bultos de residuos en el C.A. El Cabril y de un conjunto de procedimientos técnicos y administrativos que desarrollarán su implantación práctica, tanto en la vertiente de la relación entre ENRESA y los productores de residuos, como en la de las actividades que son de exclusiva responsabilidad de ENRESA en la aceptación de los diversos tipos de bultos de residuos.

ENRESA ha establecido una metodología de aceptación, que implica el establecimiento de unos criterios de aceptación, la realización de un proceso de caracterización y aceptación, tras los pertinentes ensayos, de los diversos tipos de bultos de los diferentes productores, con una vigilancia basada en inspecciones a la recepción, controles

documentales y en campo sobre la producción de los residuos y la realización de ensayos de verificación programados sobre bultos reales que se reciben.

Una de las actuaciones inspectoras más relevantes en esta materia por parte del CSN, es la verificación periódica del cumplimiento por parte de ENRESA de los procedimientos de aceptación y de la trazabilidad del proceso establecido.

Con respecto a los residuos procedentes de las II.RR., ENRESA convoca a estos productores con una periodicidad anual a unas jornadas sobre residuos radiactivos con el fin de informarles sobre los procesos de gestión, incluyendo una descripción de las actividades de centro de almacenamiento de El Cabril, y su optimización. Fruto de estas actividades es una mejora progresiva y considerable en los procesos de gestión de los residuos de estos productores.

11.4. Medidas para prevenir una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente

11.4.1. Medidas generales

Las disposiciones referentes a la protección de las personas y del medio ambiente en la reglamentación española se incluyen fundamentalmente en la Ley sobre Energía Nuclear, en la Ley 15/1980 de 22 de abril de creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) y en el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI).

Ley 25/1964 de 29 de abril sobre Energía Nuclear.

En su capítulo sexto " De las medidas de seguridad y protección contra las radiaciones ionizantes" señala la obligatoriedad de que las instalaciones nucleares y radiactivas cumplan cuantas disposiciones se fijen en los reglamentos correspondientes en relación con la protección contra las radiaciones ionizantes, así como la obligación de estas instalaciones de contar con instalaciones especiales para almacenamiento, transporte y manipulación de residuos radiactivos.

Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear

Asigna a este organismo las funciones de vigilar y controlar los niveles de radiactividad, tanto en el interior como en el exterior de las instalaciones y su incidencia, particular o acumulativa en las zonas en que se enclavan, controlar las dosis recibidas por el personal de operación, evaluar el impacto radiológico ambiental de las instalaciones y conocer del Gobierno y asesorar al mismo respecto de los compromisos con otros países u organismos internacionales en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes

Este reglamento transpone al derecho español la Directiva 96/29/EURATOM, en los aspectos relacionados con las normas básicas de protección radiológica para prevenir la aparición de efectos biológicos ciertos y limitar la aparición de efectos estocásticos hasta valores aceptables en los miembros del público y en el personal profesionalmen-

te expuesto, como consecuencia de las actividades que impliquen un riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes.

Como principios básicos de protección establece los recomendados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP-60), justificación, optimización y limitación, incluyendo las normas generales y medidas fundamentales de vigilancia para la protección de trabajadores profesionalmente expuestos y miembros del público.

El Reglamento establece la obligación de que los titulares de las instalaciones realicen una evaluación de las dosis que pudieran ser recibidas por la población a causa del funcionamiento normal de la instalación y en caso de accidente, siendo éste un requisito para la obtención de la autorización administrativa de la correspondiente instalación.

El Reglamento establece también algunas disposiciones específicas en relación con los sistemas de confinamiento de los residuos radiactivos y sus almacenamientos temporales, incluyendo también requisitos relativos al registro de los datos más relevantes sobre su contenido.

Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

Este reglamento transpone también al derecho español la Directiva 96/29/EURATOM, en los aspectos relacionados con el proceso de autorización de las instalaciones nucleares, que es el aplicado en España a las instalaciones de gestión de residuos radiactivos para la obtención por sus titulares de la autorización de explotación.

El Reglamento establece (Art. 20 h) que la solicitud de autorización de explotación de cualquier instalación nuclear deberá ir acompañada de determinados documentos preceptivos, entre los que se encuentra el denominado PLAGERR, que incorpore en su caso los contratos establecidos con las empresa gestoras e incluya, entre otros conceptos, un sistema para su posible desclasificación.

11.4.2. Límites y condiciones que se imponen a las instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad

La legislación nuclear española y los reglamentos que han sido mencionados, establecen mecanismos de protección directa de las personas y del medio ambiente. Sin embargo, las diversas etapas de la gestión de los residuos radiactivos y especialmente su disposición definitiva, necesitan analizarse desde el punto de vista de la seguridad diferida, ya que el riesgo radiológico remanente para las personas y para el medio ambiente necesitará controlarse durante largos periodos de tiempo.

La legislación nuclear española carece en la actualidad de disposiciones específicas relativas al control del riesgo radiológico a largo plazo y no están desarrollados los campos normativos relativos a los principios y criterios de seguridad que deben cumplir las instalaciones de gestión de residuos en escalas temporales distintas a los periodos de operación normal.

La inexistencia de preceptos legales españoles relativos a la seguridad y protección radiológica en el largo plazo, se ha suplido, especialmente en lo relativo a la instalación de almacenamiento de residuos de baja y media actividad, por una parte con la aplicación directa de los principios y criterios de seguridad que en esta materia han emanado de las organizaciones internacionales, y por otra, con la aplicación específica de requisitos de seguridad establecidos en la normativa de otros países para la regulación de

instalaciones con conceptos tecnológicos similares, que han actuado a modo de referencia en los análisis de seguridad de las instalaciones españolas.

Los principios y criterios de seguridad en materia de gestión de residuos radiactivos recomendados por organismos internacionales como la Comisión Internacional de Protección Radiológica y el Organismo Internacional de Energía Atómica han sido, en ocasiones, incorporados específicamente como condiciones para la construcción y para la operación de las instalaciones de gestión de residuos.

En lo que se refiere a la incorporación de requisitos de seguridad establecidos en la normativa de otros países, se han impuesto por las autoridades reguladoras determinadas condiciones de operación de la instalación de almacenamiento superficial de residuos de baja y media actividad, tomando como referencia los requisitos de seguridad aplicados en instalaciones con tecnología similar existentes en otros países (Francia, Reino Unido, Estados Unidos).

11.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de residuos radiactivos

La consideración de otros riesgos distintos del radiológico que puedan estar asociados a la gestión de los residuos radiactivos se tiene en cuenta en España en dos vertientes de actuación. Por un lado, la vertiente normativa, que establece la necesidad de que determinadas actividades no puedan ser autorizadas mientras no se realice un análisis de la incidencia ambiental de las mismas. Por otro, la propia tecnología de gestión de los residuos radiactivos, que tiene en cuenta y trata de minimizar la potencial presencia de riesgos distintos del radiológico, en la medida en que pudieran disminuir los márgenes de seguridad radiológica existentes en las instalaciones dedicadas a la gestión de los residuos radiactivos.

La vertiente normativa antes referida se refleja en las disposiciones españolas que emanan de la Directiva del Consejo 85/377/CEE de 27 de junio sobre la Evaluación del Impacto Ambiental (EIA), que fue transpuesta al ordenamiento jurídico español mediante el Real Decreto Legislativo 1302/86, de 28 de junio y el R.D. 1131/88 de 30 de septiembre. La mencionada Directiva fue modificada por la Directiva del Consejo 97/11/CE de 3 de marzo.

La EIA es un proceso administrativo que permite a las autoridades evaluar cual es la incidencia en el medio ambiente de una determinada actividad antes de otorgar su autorización de funcionamiento.

En lo que se refiere al almacenamiento de residuos radiactivos, la Directiva 97/11/CE, especifica que requerirán EIA las instalaciones para el almacenamiento definitivo del combustible nuclear irradiado, el repositorio de residuos radiactivos y el almacenamiento (proyectado para un periodo superior a 10 años) de combustibles nucleares irradiados o de residuos radiactivos en un lugar distinto al de su producción.

La EIA requiere la elaboración por el titular de la actividad de un estudio de impacto ambiental que haga referencia, entre otras cuestiones, a las medidas previstas para reducir el impacto derivado de causas distintas a las radiológicas, con indicación de las posibles alternativas, así como un programa de vigilancia ambiental durante el desarrollo de la actividad.

La Declaración de Impacto Ambiental (DIA), se elabora de forma coordinada por el Ministerio de Medio Ambiente y el CSN en el marco de sus respectivas competencias.

La DIA de la ampliación del centro de almacenamiento de residuos de El Cabril se otorgó por Resolución de la Dirección General de Medio Ambiente de 17 de agosto de 1989 y forma parte de la Orden del Ministerio de Industria de 31 de octubre de 1989 por la que se otorgó la autorización de construcción de la mencionada ampliación.

La presencia en los residuos radiactivos de baja y media actividad de sustancias cuya toxicidad y peligrosidad potencial está asociada a causas distintas de las radiaciones ionizantes es un hecho indiscutible. Sin embargo, la Ley 10/1998, de 21 de abril, sobre Residuos, excluye de su ámbito de aplicación (Art. 2), a los residuos radiactivos regulados por la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear.

Desde esta perspectiva normativa, en la gestión de los residuos radiactivos que puedan presentar riesgos biológicos, químicos o de otro tipo, se aplican específicamente medidas de protección de los trabajadores, del público y del medio ambiente contra estos riesgos, pero siempre desde la consideración en primera instancia del riesgo radiológico asociado a los residuos.

Adicionalmente, y como medida preventiva, se establecen limitaciones en el contenido de estas sustancias químicas o biológicas que puedan estar presentes en los residuos radiactivos de baja y media actividad que se almacenan en el centro de El Cabril.

Los criterios de aceptación de residuos en la mencionada instalación de almacenamiento incluyen, entre otras restricciones, las relativas a la minimización de la presencia de sustancias cuyo riesgo potencial principal no tenga por origen la radiactividad y de aquellas susceptibles de producir reacciones químicas exotérmicas.

La responsabilidad en la declaración de la presencia de sustancias tóxicas químicas o biológicas en los residuos radiactivos se atribuye a los productores, que deben identificarlas, minimizar su producción, y en caso de que su presencia sea significativa, deben proceder a su tratamiento específico para eliminarlas o inhibir sus propiedades.

11.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para la generación presente

Como ya ha sido expuesto, la legislación nuclear española carece en la actualidad de disposiciones específicas relativas al control del riesgo radiológico a largo plazo y no están desarrollados los campos normativos relativos a los principios y criterios de seguridad que deben cumplir las instalaciones de gestión de residuos en escalas temporales distintas a los periodos de operación normal.

Esta carencia normativa ha obligado al pronunciamiento específico de las autoridades competentes, en los casos en los que se ha considerado necesario el establecimiento de medidas para la protección de las generaciones futuras tendentes a evitar impactos superiores a los admisibles para la generación presente.

En esta línea de actuación se encuentran los criterios emitidos por el CSN en su Informe Semestral al Congreso de los Diputados y al Senado de 31 de diciembre de 1985, según los cuales:

“El objetivo básico de las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica es garantizar que los residuos radiactivos están aislados del hombre y del medio ambiente, de tal modo que las liberaciones potenciales de nucleicos no den lugar a una exposi-

ción inaceptable del hombre a la radiación. Para ello se tendrá en cuenta: 1) Que el objetivo básico deberá ser alcanzado por el sistema de almacenamiento en su conjunto, que comprende: el emplazamiento, las barreras de ingeniería y la propia forma físico-química y embalaje de los residuos, 2) Que el grado de aislamiento necesario, en cuanto a complejidad técnica del mismo, y al periodo de tiempo durante el que su efectividad tiene que ser mantenida, dependen directamente de las cantidades y características radiológicas de los residuos a almacenar, en especial del inventario de radionucleidos de los mismos y del periodo de semidesintegración de estos.”

Adicionalmente, el criterio definido por el CSN para situaciones de exposición a largo plazo de las instalaciones de almacenamiento de residuos, con motivo del Dictamen sobre la Propuesta del 1^{er} Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), en 1987, establece que:

“Se utilizara un nivel de riesgo individual inferior a 10^{-6} /año, o el riesgo asociado a una dosis equivalente anual a individuos del grupo crítico inferior a 0,1 mSv.”

Este criterio fue incluido en el 1^{er} PGRR de acuerdo con lo requerido por el CSN, y utilizado en su día para la evaluación de seguridad de El Cabril que dio lugar a la autorización de explotación de octubre de 1992, así como en la evaluación del proyecto de estabilización de estériles de fabricación de uranio en el emplazamiento de la antigua Fabrica de Andújar.

Evitar que se produzcan acciones que puedan tener repercusiones no aceptables sobre las generaciones futuras supone planificar e implantar medidas preventivas en un contexto incierto, por lo que el análisis de las incertidumbres existentes en el comportamiento a largo plazo de los sistemas de almacenamiento de los residuos radiactivos y en la valoración de sus consecuencias es un aspecto que es habitualmente considerado.

Las medidas adoptadas en España tienen reflejo directo en la Orden Ministerial de 5 de octubre de 2001 por la que se otorga la autorización de explotación a la instalación de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de El Cabril y están directamente relacionadas con los siguientes aspectos:

- ✓ La definición, en términos de dosis o de riesgo radiológico, de los objetivos de protección de las personas en el largo plazo, derivados de la disposición final de los residuos radiactivos.
- ✓ La necesidad de que los residuos sean aislados durante determinados periodos de tiempo mediante sistemas de barreras múltiples: el propio residuo (barrera química), las barreras de ingeniería y la barrera geológica.
- ✓ La necesidad de que en el proceso de autorización de las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos se analice el comportamiento de la instalación durante el largo plazo y se cuantifiquen las consecuencias radiológicas, de manera que puedan ser comparadas con los objetivos radiológicos aceptables.
- ✓ La implantación de periodos de tiempo máximos para garantizar que la radiactividad de los residuos radiactivos habrá decaído hasta valores que permitan la libre utilización de los emplazamientos en las instalaciones de disposición definitiva.
- ✓ La necesidad de que sean considerados en el análisis de seguridad a largo plazo tanto los fenómenos de ocurrencia natural como los escenarios que pudieran ser ocasionados por la intrusión humana (advertida o inadvertida).

- ✓ El diseño de las instalaciones considerando el objetivo de la recuperabilidad de los residuos radiactivos almacenados si las circunstancias lo aconsejasen.
- ✓ La consideración en la evaluación de la seguridad de las incertidumbres asociadas al comportamiento a largo plazo de los sistemas de almacenamiento y a las actividades humanas y su previsible evolución.
- ✓ La necesidad de que exista una completa trazabilidad de las distintas etapas de la gestión de los residuos, incluido su almacenamiento definitivo, de manera que sea posible técnica y legalmente la persistencia de la memoria histórica sobre estas actividades.

11.7. Medidas adoptadas para procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras

Las medidas para considerar el requisito respecto a las cargas a las generaciones futuras inherentes los periodos de tiempo involucrados en las instalaciones de almacenamiento final de residuos radiactivos, se consideran relacionadas fundamentalmente con la asignación de responsabilidades, las provisiones de fondos para la financiación de las actividades involucradas y las provisiones en cuanto a las necesidades de control institucional.

En este sentido, el marco legal existente establece las responsabilidades de ENRESA, asignándole el cometido específico de asegurar la gestión a largo plazo de toda instalación que sirva de almacenamiento de residuos y de combustible gastado y provee la constitución, aplicación y mecanismos de gestión del fondo económico para su financiación.

Las medidas específicas adoptadas en relación con la instalación de almacenamiento de residuos de media y baja actividad de El Cabril, están relacionadas con el concepto de seguridad pasiva adoptado durante la etapa de su vida que seguirá a la clausura. La seguridad pasiva se refiere a que la instalación después de su clausura no dependerá de medidas activas continuas y de envergadura, sino que será objeto de controles institucionales activos y pasivos que refuercen su seguridad y aseguren el cumplimiento de los criterios de seguridad especificados por las autoridades reguladoras.

La Orden Ministerial de 5 de octubre de 2001 por la que se otorga la autorización de explotación a la instalación de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de El Cabril señala que, después de la fase de operación de la instalación y tras su cierre, se iniciará una fase de control cuya duración no podrá ser superior a 300 años.

El Estudio de Seguridad (ES) de la instalación de El Cabril analiza los sucesos de evolución normal y los debidos a posibles situaciones incidentales durante el mencionado periodo de control.

En esta fase de control, se debe exclusivamente realizar un control de los accesos a la zona de almacenamiento y un control periódico de los líquidos que pudieran recogerse en la red subterránea de control de infiltraciones diseñada al efecto para la garantía de la seguridad de la instalación.

En el ES se incluye el análisis de las consecuencias debidas a los sucesos incidentales que pudieran ocurrir durante el mencionado periodo de control, estableciéndose como hipótesis de partida que el conocimiento de la potencial perturbación al sistema de almacenamiento no es inmediato.

Se postula que transcurrirán en ocasiones periodos de tiempo superiores a un año hasta la percepción por las generaciones futuras de los daños ocurridos, que podrán favorecer la degradación progresiva de las barreras de seguridad y aumentar las consecuencias radiológicas estimadas para la evolución normal. Aún en estas circunstancias, el impacto radiológico a la población deberá situarse en el rango del que resulta ser aceptable para las generaciones contemporáneas.

11.8. Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo expuesto en cada uno de los apartados de este, se considera que en España se cumplen los requisitos establecidos en la Convención.

Artículo 12. Instalaciones existentes y prácticas en el pasado

12.1. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la instalación de El Cabril

La instalación para la disposición definitiva de los residuos de baja y media actividad de El Cabril, es la única existente en España con este objetivo a fecha de la entrada en vigor de la Convención.

El almacenamiento de El Cabril responde al concepto de instalación para la disposición definitiva de residuos radiactivos en la superficie terrestre y con barreras de ingeniería.

Desde el punto de vista de la seguridad, el diseño y construcción del almacenamiento de El Cabril responde al requisito de la defensa en profundidad, materializado en un sistema de barreras múltiples de seguridad que presentan entre sí un carácter redundante.

La tecnología utilizada para la gestión de los residuos radiactivos en el centro de El Cabril ha sido expuesta en la [sección B.8](#) y H.4.Art.14 ([14.4.2](#)) de este informe.

Desde el inicio de su operación en 1992, la instalación de almacenamiento definitivo de El Cabril ha estado sometida a una evaluación continua de la seguridad, por un lado mediante la concesión de los Permisos de Explotación Provisionales (PEP), modalidad que ha sido sustituida en 1999 al aprobarse el RINR en vigor, y por otro mediante las actuaciones de inspección y de control del CSN, que efectúan un seguimiento permanente de la operación de la instalación, de sus posibles incidentes, del cumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y de los requerimientos del CSN.

Actualmente, la instalación nuclear de El Cabril dispone, por Orden Ministerial de 5 de octubre de 2001, de una autorización de explotación con validez hasta que se complete el volumen disponible para el almacenamiento de los residuos radiactivos de baja y media actividad en las celdas existentes.

12.1.1. Revisiones periódicas de la seguridad

La autorización de explotación de El Cabril establece un sistema de Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) con una periodicidad de diez años.

Las RPS no sustituyen a las actividades de análisis, control y vigilancia que se llevan a cabo de manera continua en el centro de El Cabril, sino que tienen el objetivo de realizar una valoración global de la seguridad y protección radiológica en la instalación, así como analizar la experiencia adquirida y las posibles mejoras que pueden ser implantadas, teniendo en cuenta la situación actual y las nuevas circunstancias tecnológicas o reguladoras que hayan podido producirse.

Adicionalmente el CSN ha establecido en 2001, mediante las correspondientes Instrucciones Técnicas Complementarias, un conjunto de criterios específicos que deben ser observados por ENRESA, como titular de la instalación de El Cabril, en la elaboración de las RPS.

El alcance y contenido que debe contemplarse en la RPS deberá incluir:

- ✓ El análisis de la experiencia de explotación de la instalación, con el objetivo de valorar si se realiza de acuerdo a las apropiadas medidas de seguridad, se dispone de los medios necesarios para detectar posibles desviaciones y se adoptan las medidas correctoras adecuadas.
- ✓ El análisis de la experiencia relativa a la evaluación del impacto radiológico asociado al funcionamiento de la instalación, que debe incluir el análisis de la evolución de las dosis operacionales y de las dosis a los individuos del público.
- ✓ El análisis de la experiencia en relación con la vigilancia radiológica ambiental de la instalación.
- ✓ El análisis de la experiencia adquirida por el titular en relación con la aplicación de la metodología para la aceptación y valoración de la calidad de los bultos de residuos radiactivos que pueden ser aceptados en la instalación.
- ✓ El análisis de la experiencia en el estudio de los parámetros que inciden en la seguridad a largo plazo de la instalación, con el objetivo del mejor conocimiento de las barreras de ingeniería existentes y del propio emplazamiento.
- ✓ El análisis de la experiencia adquirida por el titular en la evaluación de la seguridad a largo plazo de la instalación.
- ✓ El análisis de los cambios en la reglamentación y normativa con el objetivo de comprobar que el titular ha analizado adecuadamente la aplicabilidad de la nueva normativa nacional, la emitida por países con instalaciones de tecnología similar, así como las recomendaciones internacionales en la materia.
- ✓ Los programas para la evaluación continua y mejora de la seguridad y protección radiológica en la instalación que se encuentren ya implantados o que esté previsto acometer en base a la experiencia adquirida, los resultados de los programas de I+D desarrollados, las demandas y requerimientos que hayan planteado las autoridades reguladoras, las recomendaciones internacionales y la experiencia operativa que tengan instalaciones de tecnología similar.

La autorización de explotación de El Cabril determina que la primera RPS deberá ser presentada por ENRESA a las autoridades competentes antes del 31 de diciembre de 2003 y deberá comprender el análisis del periodo transcurrido entre el inicio de su explotación (1992) y la vigente autorización.

12.1.2. Actividades reglamentarias de control de la seguridad y protección radiológica en la instalación de El Cabril

Es función del CSN llevar a cabo la evaluación, inspección y control de la instalación de almacenamiento de El Cabril con el objeto de asegurar el cumplimiento de las normas y condiciones establecidas en su autorización de explotación.

La documentación remitida por ENRESA durante los procesos de autorización descritos y la correspondiente a las RPS es evaluada y analizada por el CSN, pudiendo requerirse cuantas aclaraciones, justificaciones y detalles se estimen necesarios. Para revisar con detalle los cálculos realizados por el explotador, se pueden llevar a cabo por el CSN cálculos alternativos o inspecciones de comprobación en las oficinas de las ingenierías que los han realizado.

En la autorización de explotación del centro de El Cabril se requiere que en el primer trimestre de cada año natural ENRESA remita a la Dirección General de Política Energética y Minas y al CSN un informe sobre las modificaciones de diseño previstas, implantadas o en curso de implantación en la instalación, junto con el análisis de su impacto en la seguridad de la instalación en los casos que reglamentariamente aplique.

Cabe reseñar que la autorización de explotación de la instalación establece la necesidad de que la seguridad del centro de El Cabril sea considerada en cualquier modificación de diseño, tanto en su vertiente de seguridad durante la fase de explotación como en los aspectos relativos a la seguridad de la instalación en el largo plazo, durante la etapa posterior a su cierre.

Específicamente, la autorización de explotación ha determinado que ENRESA deberá realizar una revisión del ES del centro del Cabril que incorpore los resultados y conclusiones actualizadas del análisis de seguridad a largo plazo y por el CSN han sido emitidas en 2001 Instrucciones Complementarias en esta materia.

12.1.3. Programas de vigilancia y control

La autorización de explotación del centro de El Cabril determina la obligación del titular de medir la eficacia de las prácticas de vigilancia, control e inspección que se llevan a cabo en la instalación frente a objetivos previamente fijados, de manera que se asegure que las estructuras, sistemas y componentes que tengan incidencia en la seguridad y protección radiológica durante la operación de la instalación y en el largo plazo, son capaces de cumplir la función prevista y su comportamiento se ajusta a lo especificado en las bases de diseño, siguiendo las instrucciones complementarias que establezca el CSN.

En la actualidad se ha finalizado la implantación en el Centro de El Cabril de un proceso que contiene las actuaciones de vigilancia, control, e inspección que se llevan a cabo en la instalación y que incluye aspectos relativos a:

- a) La identificación y los requisitos exigibles a las estructuras, sistemas y componentes que son objeto de vigilancia, control e inspección de acuerdo a su importancia para la seguridad y la protección radiológica.
- b) Los criterios de aceptación de los diferentes parámetros que son objeto de vigilancia, control e inspección.
- c) La periodicidad establecida para realizar la vigilancia, control e inspección indicando los criterios que se han seguido para su determinación.

- d) La organización y responsabilidades establecidas para llevar a cabo la vigilancia, control e inspección y para realizar el posterior análisis y evaluación de los resultados obtenidos.
- e) El manual de procedimientos aplicables en el proceso.

12.2. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la gestión de los residuos de baja y media actividad en las instalaciones nucleares españolas

Las instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad existentes en las instalaciones nucleares españolas responden, por un lado, a la necesidad de tratar y acondicionar los residuos para obtener productos finales que cumplan con los criterios de aceptación para su almacenamiento en El Cabril y por otro, a la necesidad de almacenar los residuos durante periodos de tiempo variables, antes de su entrega a ENRESA para su transporte al mencionado centro.

Entendido el término *seguridad en la gestión de los residuos radiactivos* en un contexto amplio, los principios que son considerados son los siguientes:

1. La responsabilidad de los productores de residuos.
2. La seguridad y protección radiológica de las personas y del medio ambiente en la gestión interna, así como de las evacuaciones de residuos.
3. La trazabilidad de los residuos y de las operaciones de gestión de los mismos.
4. El conocimiento y control del flujo de los residuos en las instalaciones y la evolución de sus características.
5. Dentro de lo razonablemente posible desde el punto de vista técnico y económico:
 - ✓ La minimización de los residuos producidos y evacuados.
 - ✓ La valorización de los materiales residuales.

12.2.1. Tratamiento y acondicionamiento de los residuos radiactivos de baja y media actividad

Las instalaciones de tratamiento y acondicionamiento de residuos de baja y media actividad existentes en las centrales nucleares están basadas en los procesos de cementación de los sólidos húmedos y en la compactación para la reducción de volumen de sólidos compresibles secos. Recientemente se han instalado también en las centrales nucleares plantas para la desecación de concentrados y lodos con las que se han conseguido importantes reducciones del volumen original de los residuos.

El examen de la seguridad de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad existentes en las instalaciones nucleares españolas se encuentra incluido en los programas de revisión continua de la seguridad de estas instalaciones, con el objeto de mantener el nivel requerido en las autorizaciones y mejorarlo de acuerdo con los avances de la tecnología y los nuevos requerimientos normativos.

Se encuentra además establecido en las instalaciones nucleares españolas un programa de Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) cada diez años en el que se encuentra incluido el análisis de la experiencia operativa de los sistemas de gestión de residuos y los procesos de mejora previstos.

Por otro lado, el documento preceptivo PLAGERR tiene por objetivo recoger los criterios e instrucciones que aseguren que la gestión de los residuos radiactivos que se generan en estas instalaciones sea segura y optimizada considerando los avances de la normativa y de la tecnología y teniendo en cuenta:

- ✓ La situación existente en cuanto a producción, gestión y en su caso evacuación de los residuos.
- ✓ La identificación de los orígenes de los residuos
- ✓ El estudio de las alternativas de los sistemas y procesos de gestión y de las mejoras en los mismos.
- ✓ La justificación de la idoneidad de la gestión actual o de la necesidad de implantar mejoras.
- ✓ La planificación de los estudios para la implantación de las mejoras identificadas.

En la [sección K](#) de este informe nacional se exponen los nuevos desarrollos que se están impulsando desde el CSN para el PLAGERR, de manera que contribuyan en gran manera a poner de relieve una reflexión global sobre la gestión segura de todos los residuos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos de la instalación.

12.2.2. Almacenamiento temporal de los residuos radiactivos de baja y media actividad

Las instalaciones nucleares disponen de almacenamientos temporales con el fin de albergar los residuos acondicionados antes de su entrega a ENRESA. En la mayor parte de las instalaciones existen también almacenamientos temporales de residuos cuyo acondicionamiento aún no ha sido acometido.

La evaluación de la seguridad de estas instalaciones se llevó a cabo, por lo general, durante el proceso de licenciamiento de la instalación principal. En otros casos, se han construido instalaciones de almacenamiento temporal adicionales para responder fundamentalmente a la necesidad de almacenar residuos procedentes de modificaciones de diseño de la plantas y de la sustitución de componentes.

Las centrales nucleares de Almaraz y Ascó disponen, en sus respectivos emplazamientos, de almacenes temporales con la finalidad de almacenar grandes equipos y materiales procedentes de sustituciones como las de los generadores de vapor y equipos asociados.

En general puede afirmarse que los documentos preceptivos de la instalación nuclear (Estudio de Seguridad, Reglamento de Funcionamiento, Especificaciones Técnicas, Manual de Protección Radiológica, Plan de Emergencia) incluyen los elementos necesarios para examinar la seguridad de las instalaciones de almacenamiento temporal.

Los requisitos de seguridad y protección radiológica aplicables al diseño y a la operación de los almacenamientos temporales están basados en la normativa española, en las recomendaciones de organismos internacionales y de modo específico, para las

centrales nucleares españolas se ha seguido la normativa y criterios reguladores del país de origen de sus instalaciones de referencia.

Las soluciones de diseño adoptadas en relación con los almacenamiento temporales, satisfacen en general las siguientes condiciones:

La capacidad de almacenamiento deberá estar basada en:

- ✓ Las previsiones de generación de residuos.
- ✓ Los programas activos de reducción de volumen.
- ✓ Los programas de minimización de las cantidades de residuos generadas.
- ✓ Las posibilidades de reciclado y reutilización de los residuos.
- ✓ Las necesidades adicionales para posibles incrementos imprevistos.
- ✓ Las disponibilidades efectivas de almacenamiento definitivo.

12.2.3. Seguridad en la gestión de los residuos de muy baja actividad susceptibles de gestión convencional mediante su desclasificación

De acuerdo al marco legal y teniendo en cuenta las líneas fundamentales de actuación en materia de gestión de residuos de muy baja actividad por vías convencionales (desclasificación) que desarrollan los países de la Unión Europea, el CSN ha considerado que los principios básicos en los que debe fundamentarse el sistema español de desclasificación son los siguientes:

- ✓ Responsabilidad del productor.
- ✓ Trazabilidad del proceso de gestión de materiales desclasificables.
- ✓ Seguridad intrínseca de todos los procesos que se lleven a cabo con los materiales una vez desclasificados.

Estos principios se han materializado en la definición de una estrategia global de desclasificación basada en:

- ✓ El inventario de los materiales residuales con contenidos de radiactividad producidos en cada instalación y de sus características físico químicas y radiológicas.
- ✓ La identificación de las vías de gestión más apropiadas para cada tipo de material residual dentro del estricto cumplimiento de la normativa aplicable en la materia.
- ✓ Un control regulador riguroso del proceso de desclasificación con especial atención a la fiabilidad de los procesos de caracterización radiológica previa a la salida de los materiales hacia las instalaciones de gestión convencional.

El sistema de desclasificación adoptado en el caso de las instalaciones nucleares, está basado en la elaboración de proyectos comunes de gestión de los distintos materiales residuales mediante los que se determinan los niveles de desclasificación apropiados, teniendo en cuenta las particularidades y la normativa aplicable a la gestión de residuos convencionales en España.

El sistema se completa con la autorización de desclasificación específica para cada instalación nuclear y para cada corriente de material residual.

La desclasificación de materiales residuales con contenidos de radiactividad se configura de esta manera como una autorización administrativa precedida de un proceso de toma de decisiones en relación con su gestión posterior, de forma que ésta pueda llevarse a cabo sin ningún tipo de restricciones radiológicas.

El CSN remitió en 1999 a las centrales nucleares un conjunto de Instrucciones Complementarias en las que se establecían las actuaciones técnicas y administrativas que debían ser abordadas por los titulares en materia de desclasificación de materiales residuales con muy bajos contenidos de actividad.

Las Instrucciones Complementarias se refirieron a lo siguiente:

1. Se requería a los titulares remitir al CSN en el plazo máximo de tres meses y de acuerdo a sus necesidades, un programa concreto de actuaciones, estudios técnicos y previsión de solicitudes al Ministerio de Industria y Energía para la gestión de los materiales residuales con muy bajos contenidos de actividad por vías convencionales (desclasificación).
2. El programa debía fundamentarse en que las solicitudes de desclasificación consideraran los aspectos técnicos siguientes:
 - ✓ Las vías de gestión convencional adecuadas para cada corriente de material residual considerada, en función de la clasificación del residuo convencional de que se trate.
 - ✓ La selección de los niveles de desclasificación adecuados para cada corriente de material residual, bien mediante referencias internacionales adecuadas o mediante la realización de los estudios específicos para cada determinada corriente de residuos y vía de gestión.
 - ✓ El programa de caracterización y control radiológico previo a la salida de los materiales, que será específico para cada corriente de material residual.
 - ✓ El programa de control de calidad aplicable al proceso de desclasificación.

Las centrales nucleares remitieron al CSN los programas requeridos que fueron analizados y discutidos en el seno de los grupos mixtos establecidos entre el CSN y UNESA. Una vez finalizado este proceso, las actuaciones técnicas y administrativas quedaron conformadas de la manera siguiente:

Con carácter general, cada corriente de materiales residuales de muy baja actividad seleccionada deberá ser objeto de un Proyecto Común a todas las CC.NN. españolas que será remitido al CSN para su apreciación. El contenido de la documentación que será incluida en cada proyecto común versará sobre los aspectos siguientes:

- ✓ Descripción del origen y características físico-químicas y radiológicas de la corriente de residuos.
- ✓ Clasificación del residuo desde el punto de vista convencional y descripción de las vías asociadas a su gestión en base a la normativa en vigor.
- ✓ Propuesta de niveles de desclasificación: Justificación y fundamentación radiológica.
- ✓ Metodología y criterios que se seguirán para realizar la caracterización radiológica de los residuos y para la verificación del cumplimiento de los niveles de desclasificación.

- ✓ Alcance y metodología que se seguirá para realizar el control de calidad aplicable al proceso de desclasificación de la corriente de residuos seleccionada.

Las propuestas de niveles de desclasificación podrán realizarse en base a las alternativas siguientes:

- ✓ Mediante el análisis de las referencias internacionales sobre evaluaciones de impacto radiológico de las que se obtengan niveles derivados para distintas vías de gestión y que puedan ser utilizados de manera genérica por las instalaciones españolas.
- ✓ Mediante un estudio detallado en el que se analicen las alternativas de gestión existente en España y los posibles escenarios de exposición a la radiación, de forma que, tras la evaluación del correspondiente impacto radiológico asociado a las prácticas, se obtengan los niveles de desclasificación para su aplicación en las instalaciones.

Las referencias internacionales que pudieran ser seleccionadas deberán ser objeto de justificación mediante los correspondientes análisis de aplicabilidad (consideración de vías de gestión y escenarios de exposición a la radiación) y de compatibilidad con la situación española (normativa de gestión de residuos convencionales).

La metodología y los criterios propuestos para la caracterización radiológica y para la verificación de los niveles de desclasificación en cada corriente de residuos seleccionada tendrán en cuenta el análisis de las normas internacionales en la materia (ISO 11932, ISO11929, ISO7503) y las normas específicas de otros países que tienen ya implantados sistemas de desclasificación similares (Normas alemanas DIN 25457, DIN 25482, DIN 25462 y normas americanas aplicables)

Con carácter específico, en aquellos casos relacionados con residuos particulares de alguna instalación o con propuestas de vías de gestión específicas, podrán proponerse solicitudes para la gestión convencional de residuos de muy baja actividad sin la necesidad de abordar un proyecto común.

Una vez apreciado favorablemente por el CSN cualquier proyecto común, cada titular interesado en la desclasificación de una corriente de materiales residuales procederá a su solicitud de autorización específica demostrando que cumple con las condiciones técnicas establecidas en el proyecto común.

Actualmente existen en las centrales nucleares materiales de desecho con bajos contenidos de actividad susceptibles de desclasificación, que pertenecen por lo común a las siguientes naturalezas: aceites usados, carbón activo usado, resinas iónicas gastadas, chatarras metálicas, escombros de construcción, maderas y derivados de celulosa.

Con carácter general, estos residuos se almacenan en las propias centrales en espera de decisiones posteriores en lo que se refiere a su gestión, manteniéndose en la mayoría de los casos un inventario pormenorizado de cantidades totales, actividades y zonas de ubicación.

Como ya se ha mencionado, desde 1995, UNESA viene elaborando y presentando al CSN proyectos comunes para la desclasificación de distintos materiales residuales generados en las centrales nucleares.

Hasta la fecha, el CSN ha apreciado favorablemente y determinado las condiciones en las que se deberá llevar a cabo la desclasificación en el caso de los aceites usados (vía combustión), los materiales metálicos, el carbón activo usado (excepto su regeneración) y las resinas de intercambio iónico gastadas.

Por otro lado, el Ministerio de Economía ha autorizado específicamente, previo informe del CSN, la desclasificación de los aceites usados con muy bajos contenidos de actividad generados en las centrales nucleares de Trillo, Cofrentes, Almaraz y Santa M^a de Garoña.

En definitiva, las Instrucciones Técnicas Complementarias remitidas por el CSN a las centrales nucleares españolas en 1999, establecieron un cauce que se está demostrando adecuado para la implantación del sistema de desclasificación de materiales residuales con muy bajos contenidos de actividad en estas instalaciones.

Las centrales nucleares españolas respondieron a las Instrucciones Complementarias con programas de actuación conjunta a través de UNESA y con actuaciones específicas en función de sus necesidades, determinadas por los inventarios y tipos de residuos de muy baja actividad almacenados en cada planta.

La experiencia en la implantación de los Programas de Actuación en materia de desclasificación, ha puesto de manifiesto que la caracterización de los materiales para garantizar con un elevado grado de confianza que su contenido de actividad es inferior a los niveles establecidos, es uno de los aspectos más relevantes del proceso y puede, en ocasiones, ser determinante de la viabilidad del mismo.

Una vez apreciados favorablemente por el CSN la práctica totalidad de los Proyectos Comunes para la desclasificación, los esfuerzos reguladores se centrarán en la mejora de los procesos de caracterización y la implantación de metodologías en esta materia que permitan la optimización de los recursos necesarios para su realización sin menoscabo de la calidad exigida.

12.3. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la gestión de los residuos de baja y media actividad en las instalaciones radiactivas españolas

Las estrategias de gestión de los residuos radiactivos sólidos que se generan en las II.RR. españolas de 2^a y 3^a categoría, se fundamentan en el almacenamiento temporal para su decaimiento radiactivo hasta conseguir que el contenido de radiactividad sea tal que pueda llevarse a cabo su gestión como residuo convencional, fuera del marco regulador radiológico. No obstante, se llevan también a cabo retiradas de residuos radiactivos por ENRESA que son trasladados al C.A. El Cabril para su acondicionamiento y almacenamiento definitivo en este centro.

El elevado número de II.RR. ha hecho pensar en la conveniencia de disposiciones generales a las que pudieran acogerse sus titulares para proceder a la desclasificación de materiales y su gestión convencional.

Sin embargo, es necesario que previamente a la desclasificación los titulares aseguren el cumplimiento de ciertos requisitos relativos al control radiológico de los materiales, a la fiabilidad de los métodos de medida de la actividad y a los controles de calidad del proceso, y además, el CSN debe poder llevar a cabo el control y la verificación previa de las condiciones técnicas en las que se abordaría la desclasificación de materiales en este tipo de instalaciones.

Para tener en cuenta todos estos aspectos se ha considerado conveniente adoptar para las II.RR. una opción intermedia entre lo que supone una disposición de carácter general y una evaluación caso por caso de la situación de cada instalación particular.

Con este objetivo el CSN ha aprobado en diciembre de 2001 la Guía de Seguridad 9.2 sobre la gestión de los materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las II.RR., que incorpora las recomendaciones del OIEA en la materia (IAEA TECDOC-1000 (1998): "Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research") y los principios básicos que deben orientar la gestión de los materiales residuales en estas instalaciones.

Puesto que la Guía de Seguridad 9.2 constituye exclusivamente una recomendación técnica del CSN, se hace necesario que el Ministerio competente emita una disposición, del rango normativo que considere adecuado, para concretar de acuerdo a la Ley sobre Energía Nuclear, el concepto de residuo radiactivo en estas instalaciones.

El ámbito de aplicación de la propuesta de disposición normativa aprobada por el CSN es el de las II.RR. de 2ª y 3ª categoría con fines médicos, agrícolas, comerciales o industriales en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados.

En el mencionado ámbito y a efectos de lo dispuesto en el Artículo 2º, apartado 9 de la Ley sobre Energía Nuclear, se definirán como residuos radiactivos sólidos aquellos materiales de desecho para los que no esté previsto un uso posterior, que contengan o estén contaminados con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los valores establecidos en la guía de seguridad 9.2 del CSN: "Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en II.RR."

Los materiales residuales sólidos generados en estas II.RR. para los que no esté previsto un uso posterior y que presenten contaminación de radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad inferiores o iguales a los establecidos en la guía de seguridad 9.2 del CSN, no tendrán la consideración de residuos radiactivos y su gestión podrá ser realizada de acuerdo a la normativa que les sea de aplicación.

Los titulares de las II.RR. de estas características que generen materiales residuales sólidos, deberán disponer de los correspondientes documentos técnicos que reflejen los métodos y procedimientos implantados para llevar a cabo la clasificación y gestión de los materiales residuales, de acuerdo a los principios básicos y a la metodología que establece la guía de seguridad 9.2 del CSN.

En todo caso, los titulares de estas instalaciones deberán remitir al CSN, formando parte del informe anual a que se refiere el artículo 73.2.a del RINR la información correspondiente a las actuaciones realizadas con indicación de las cantidades y características de los materiales residuales con contenido radiactivo y su proceso de gestión posterior.

La gestión de los materiales residuales sólidos con contenido radiactivo se llevará a cabo en el marco de un sistema de control de calidad que garantice la detección de posibles desviaciones y asegure la implantación de las medidas correctoras adecuadas.

La trazabilidad del proceso de gestión de los materiales residuales sólidos, hasta su entrega a los gestores finales, estará garantizada por el titular de la instalación radiactiva mediante el correspondiente sistema de registro y de archivo que deberá encontrarse en todo momento actualizado y a disposición del CSN.

Los procedimientos de gestión de residuos, serán de aplicación a todos los residuos existentes en España con independencia de la fecha de su generación.

En definitiva, el desarrollo del concepto de residuo radiactivo en el ámbito de estas instalaciones permitirá, en un marco de rigor metodológico, simplificar y optimizar las actividades de gestión de estos materiales en España y su control por parte del CSN.

12.4. Prácticas anteriores relacionadas con la gestión de los residuos de baja y media actividad

En el momento de entrada en vigor de la Convención, en España no existen instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad que hayan sido clausuradas en el pasado y que pudieran ser objeto de decisión en relación con la intervención para la reducción del detrimento radiológico existente.

12.5. Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo expuesto en cada uno de los apartados de este artículo, se considera que en España se han adoptado las medidas adecuadas para examinar la seguridad de las instalaciones de gestión de residuos existentes.

Por lo que respecta a la instalación de almacenamiento de residuos de El Cabril y a las instalaciones de gestión de residuos existentes en las centrales nucleares, su autorización de explotación establece la obligatoriedad de un sistema de revisiones periódicas de la seguridad (RPS) con el objetivo de realizar en continuo una valoración de la seguridad y protección radiológica de la instalación, analizar la experiencia adquirida y evaluar las posibles mejoras que pueden ser implantadas.

Por otro lado, la normativa española establece una serie de actividades de control de la seguridad y protección radiológica, encomendadas al CSN con el objeto de asegurar su cumplimiento y adicionalmente, las autorizaciones de explotación del centro de El Cabril y de otras instalaciones nucleares españolas determinan la obligación de sus titulares de medir en continuo la eficacia de las prácticas de vigilancia, control e inspección frente a objetivos de seguridad fijados previamente.

Artículo 13. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

13.1. Previsión de nuevas instalaciones de gestión de residuos radiactivos

13.1.1. Residuos de baja y media actividad (RBMA)

La gestión de los RBMA en España comprende una serie de etapas que van desde el tratamiento y acondicionamiento previos hasta su almacenamiento definitivo en las instalaciones centralizadas de El Cabril. Hasta que los residuos se trasladan a El Cabril, se almacenan temporalmente en las instalaciones que los productores tienen en sus emplazamientos.

Desde finales de 1992, los RBMA generados por las CC.NN. y otros productores están siendo almacenados en las nuevas instalaciones de El Cabril, de acuerdo con los límites y condiciones establecidos en el permiso de explotación de la instalación. La capacidad actual de El Cabril cubre las necesidades españolas hasta aproximadamente el año 2016.

La racionalización y posible mejora de los distintos procesos implicados en la gestión de los RBMA, incluyendo el programa de reducción de volumen actualmente en desarrollo en las CC.NN. y la gestión de los residuos de muy baja actividad, junto con el futuro desmantelamiento de las CC.NN., determinarán las necesidades adicionales de capacidad de almacenamiento para el sistema.

13.1.2. Residuos de alta actividad (RAA)

En España, además del CG generado por las CC.NN., habrá que gestionar los residuos de alta actividad vitrificados procedentes del reproceso en Francia del CG de la C.N. Vandellós 1, así como pequeñas cantidades de materiales fisionables recuperados en el reproceso en el Reino Unido del combustible de la C.N. Sta. María de Garoña, anterior a 1983. También deben tenerse en cuenta otros residuos que por sus características, en cuanto a actividad y periodo de semidesintegración, no pueden ser almacenados en las instalaciones de El Cabril.

Como se ha explicado en la [Sección B](#), la gestión temporal de este tipo de residuos junto con el CG requerirá una instalación centralizada de almacenamiento que está prevista para 2010. A su vez, la gestión definitiva del CG y de este tipo de residuos está prevista que se realice en un almacén geológico profundo, si ésta es la solución finalmente decidida por el Gobierno a partir de 2010.

13.2. Descripción del procedimiento para otorgar licencias

En el [apartado 6.2.](#) de la Sección G se expone el procedimiento para otorgar licencias para las instalaciones de gestión de CG que es el mismo que se utiliza para las instalaciones de gestión de residuos radiactivos.

13.2.1. Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad

El CSN publicó como Anexo en su Informe correspondiente al segundo semestre de 1985 al Parlamento trece criterios objetivos de selección de emplazamiento para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos. Estos criterios aplican a la selección de emplazamientos para instalaciones de almacenamiento en formaciones geológicas, y fueron tomados por ENRESA como referencia tanto para su grado de cumplimiento en el ES de El Cabril como para orientar su Plan de Búsqueda de Emplazamientos para un almacenamiento geológico.

Estos criterios son:

- ✓ Criterio 1: "La forma y dimensiones de las formaciones geológicas serán las adecuadas para albergar las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos y una zona suficiente de resguardo para garantizar el aislamiento de los mismos"
- ✓ Criterio 2: "Las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos deberán situarse en un medio geológico de una litología y profundidad coherentes con las categorías y cantidades de residuos a almacenar"

- ✓ Criterio 3: “Los emplazamientos estarán situados en formaciones geológicas que puedan ser caracterizadas de forma tal que permita identificar y evaluar sus condiciones potenciales favorables o adversas para la ubicación de las instalaciones de almacenamiento y el aislamiento de los residuos”
- ✓ Criterio 4: “Los emplazamientos de almacenamiento de residuos deberán estar situados en formaciones tectónicamente estables en función del tiempo requerido para cumplir los objetivos de la instalación, evitándose por tanto estructuras activas y fallas capaces”
- ✓ Criterio 5: “El emplazamiento deberá situarse en una zona de actividad sísmica tal que los movimientos del terreno asociados a los sismos potenciales en dicha zona no tengan un impacto sobre el aislamiento de los residuos”
- ✓ Criterio 6: “En el proceso de selección de emplazamientos deberá evitarse áreas con gradiente geotérmico anormalmente alto o con evidencia de actividad volcánica reciente”
- ✓ Criterio 7: “ Las características del emplazamiento y de su entorno, del medio en su totalidad, deberán ser favorables al aislamiento de los residuos”
- ✓ Criterio 8: “Las características físico-químicas y geoquímicas del medio geológico en que se encuentre el emplazamiento deberán ser tales que restrinjan la movilidad del transporte de radionucleidos hacia la biosfera”
- ✓ Criterio 9: “Las características geotécnicas de los emplazamientos no afectarán desfavorablemente al objeto básico de almacenamiento. La estabilidad geotécnica deberá asegurarse teniendo en cuenta la influencia mutua entre las instalaciones, los residuos radiactivos, el terreno y los posibles movimientos del mismo”
- ✓ Criterio 10: “Las instalaciones de almacenamiento, ya estén ubicadas en superficie o en profundidad, no se verán afectadas por fenómenos y procesos superficiales que afecten desfavorablemente al aislamiento de los residuos”
- ✓ Criterio 11: “Los emplazamientos se localizarán preferentemente en zonas de baja densidad demográfica, teniendo en cuenta la presencia de áreas urbanas, industriales y recreativas, su crecimiento previsible y su desarrollo futuro de tal modo que éstos no afecten a la capacidad de la instalación para cumplir con los objetivos de la misma”
- ✓ Criterio 12: “ En la localización de los emplazamientos se evitarán áreas que contengan recursos naturales de interés actual o previsible en el futuro y de cuya explotación se pudiera seguir un efecto desfavorable sobre el aislamiento en un determinado tiempo y lugar debe sopesarse con la necesidad y el valor de los recursos actuales y futuros”
- ✓ Criterios 13: “La localización de las instalaciones de almacenamiento se realizará de tal manera que no se causen alteraciones adversas significativas en el medio ambiente”

a) RBMA

La idoneidad del emplazamiento que alberga el centro de almacenamiento de El Cabril para RBMA fue puesta de manifiesto en el Estudio de Seguridad presentado por ENRESA, titular de la instalación, a las autoridades de seguridad y licenciamiento de

España durante el proceso de licenciamiento de la instalación antes de su puesta en marcha en 1992. Se describen a continuación los criterios y factores tenidos en cuenta para dicho emplazamiento, dado que recoge la experiencia española de análisis, evaluación y aprobación de un emplazamiento para una instalación de almacenamiento definitivo. Cualquier nuevo emplazamiento seguiría una metodología y sistemática de evaluación similar, siempre teniendo en cuenta la especificidad de la instalación en cuestión.

En consonancia con la práctica internacional, los aspectos fundamentales de un sistema de almacenamiento de residuos radiactivos, en lo que se refiere a seguridad y protección radiológica están en relación directa con la aceptabilidad de las consecuencias radiológicas de las potenciales liberaciones al medio ambiente, que dependen, tanto de la magnitud como de la naturaleza de las mismas.

La magnitud de las liberaciones potenciales de radionucleidos es función tanto de la forma físico-química de los residuos almacenados, como de la acción de las barreras naturales y artificiales que se oponen a su migración; de este modo, dicha magnitud no viene determinada por un solo factor sino por la acción de varios considerados globalmente. El nivel de exigencias sobre la concepción y el diseño de cada barrera individualmente, depende de su contribución a la limitación de las potenciales liberaciones de radionucleidos, de modo que las consecuencias resulten aceptables. En lo que se refiere a la naturaleza de una eventual liberación, debe destacarse que los distintos tipos de residuos radiactivos presentan diferencias importantes en cuanto a la complejidad técnica del aislamiento necesario y a la duración requerida para el mismo, lo que depende, final y fundamentalmente, del inventario de los radionucleidos contenidos en los residuos, es decir, cantidades y tipos.

En el ES para la instalación de almacenamiento de El Cabril, se han tenido en cuenta todos estos aspectos básicos para determinar la capacidad de almacenamiento requerida, para analizar las potenciales liberaciones de radionucleidos y para, en definitiva, justificar la aceptabilidad de las exposiciones que de ellas resultarían para el hombre. La evaluación se ha realizado de acuerdo con la práctica y en consonancia con la normativa específica aplicable en la instalación de referencia, que, por ser francesa, es la Regla Fundamental de Seguridad I.2. Esta Regla establece el concepto de seguridad intrínseca, que consiste, básicamente, en requerir a las dos primeras barreras de aislamiento (el propio residuo y la barrera de ingeniería), que estén concebidas para minimizar la transferencia de radionucleidos al medio ambiente en todas las situaciones plausibles durante las fases de operación y vigilancia. Por otra parte, en la fase de libre utilización, la seguridad reposa sobre la limitación de la actividad inicial de radionucleidos y sobre las características de la barrera geológica. Este planteamiento se soporta en y cumple con los objetivos básicos para estos almacenamientos publicados por el CSN: "garantizar que los residuos estén aislados del hombre y de su medio ambiente, de modo que las liberaciones potenciales no den lugar a una exposición inaceptable del hombre a la radiación" y con los dos enunciados generales expresados como desarrollo del mismo en los citados criterios; a saber: que el logro del objetivo debe ser alcanzado por el sistema de almacenamiento en su conjunto (embalaje, forma físico-química, barrera de ingeniería y emplazamiento), y que el grado de aislamiento depende directamente de las cantidades y características radiológicas de los residuos a almacenar.

Del mismo modo, también se han tenido en cuenta en la evaluación los criterios fundamentales que debe de presentar un emplazamiento de almacenamiento de RBMA según la Regla Fundamental de Seguridad I.2 francesa, y que se mencionan a continuación.

- ✓ Presentar una buena capacidad de aislamiento frente a las aguas subterráneas y superficiales, y suficiente estabilidad de modo que se mantenga la capacidad de aislamiento durante todo el periodo de vigilancia.
- ✓ Permitir el control de eventuales descargas en caso de liberaciones de actividad en fallos supuestos.

b) RAA

Como se indica en la [Sección B](#), cualquier decisión sobre la situación final para la gestión de CG y RAA se pospone al año 2010, lo cual lógicamente ha supuesto una readaptación de las actividades del programa de alta actividad a este horizonte temporal. Uno de los trabajos que se ha visto afectado ha sido el Plan de Búsqueda de Emplazamientos para almacenes de RAA, que estaba en desarrollo desde 1986. En tanto no se establezcan las formas de gestión definitiva y el proceso que regularía la elección de un emplazamiento candidato, se suspenden las actividades de focalización o de selección de emplazamientos concretos. Mientras tanto, el trabajo se limitará a mantener y poner en valor la información geológica desarrollada en el país, para hacerla útil al eventual proceso de selección cuando se decida.

El Plan de Búsqueda de Emplazamientos, desarrollado por ENRESA entre 1986 y 1996, tenía por objetivos, disponer de una infraestructura geológica suficiente y de elementos técnicos de comparación para identificar varios emplazamientos geológicamente simples y modelizables, así como aportar información a los estudios de evaluación del comportamiento en diferentes medios geológicos. El proceso de búsqueda de emplazamientos comprende un conjunto de actividades dirigidas a identificar y evaluar comparativamente áreas sucesivamente menores que son estudiadas con detalle creciente a medida que el proceso avanza. El proceso debe culminar con estudios de confirmación o caracterización realizados en el propio nivel del almacenamiento. Los estudios de búsqueda están orientados a la identificación de aquellos lugares en que las formaciones geológicas favorables son mejor conocidas, obedecen a situaciones geológicas menos complejas, plantean menos incertidumbres y, por lo tanto, son más fácilmente modelizables.

El Plan ha sido desarrollado en las fases siguientes:

- ✓ Inventario nacional de formaciones favorables (1986-1987)
- ✓ Estudios regionales. Proyecto ERA (1988-1990)
- ✓ Estudios de áreas favorables. Proyecto AFA (1990-1994)
- ✓ Estudio de zonas favorables. Proyecto ZOA (1995-1997)

En el Plan se establecieron y aplicaron criterios de favorabilidad relativa en función de los objetivos y de los conocimientos acumulados en cada fase. Aunque en España no existe una normativa específica que defina los requisitos para la selección de emplazamientos, los criterios utilizados han sido elaborados tomando como referencia las recomendaciones y directrices desarrolladas en el marco de programas de organismos internacionales, tales como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), la Agencia para la Energía Nuclear (NEA/OCDE) o la Comisión de la Unión Europea.

No obstante lo mencionado anteriormente, desde un punto de vista técnico cabe señalar que el marco legal y reglamentario actual no contempla procedimientos administrativos para la designación de emplazamientos candidatos. La sensibilidad del público hacia este tipo de instalaciones, al igual que en otros países, se convierte en una condición crítica a la hora de abordar la elección de los emplazamientos. Todo ello hace que se estén

analizando posibles iniciativas que, lógicamente, han de contar con el consenso político antes de su puesta en práctica, y conformarán en gran medida el proceso de toma de decisiones sobre las tecnologías de gestión final para el combustible gastado y los residuos de alta actividad, prevista para el 2010, según el PGRR actualmente en vigor.

13.2.2. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante

a) RBMA

Una parte importante del Estudio de Seguridad del centro de almacenamiento de El Cabril presentado a las autoridades reguladoras durante el proceso de solicitud de licencia, se dedica a la evaluación del impacto radiológico potencial del emplazamiento durante las tres fases de funcionamiento del centro: explotación, vigilancia y control y libre utilización. En la primera de ellas, se estudian las actividades relativas al manejo y tratamiento de los residuos, mientras que en las dos últimas se consideran las situaciones referentes al comportamiento del almacén propiamente dicho. Se han analizado escenarios de situaciones de operación normal y de accidente, y de intrusión humana durante la fase de libre utilización. En general, la selección de las hipótesis particulares para cada una de las situaciones se ha hecho en base a mayorar las dosis al individuo crítico, de tal forma que dichas situaciones pueden ser consideradas como las más penalizantes desde el punto de vista del impacto, estableciendo una cota máxima a éste.

b) RAA

En la actualidad no existe en España ninguna instalación para almacenamiento definitivo de RAA. La política y planificación actuales prevén una toma de decisión sobre la solución final para este tipo de residuos, junto con el CG, a partir de 2010.

La estrategia desarrollada por ENRESA para la gestión final del CG y RAA ha tenido como objetivo el disponer de los conocimientos y capacidades científicas y tecnológicas profundas. Los trabajos realizados hasta la fecha han permitido, entre otros, los desarrollos de los diseños genéricos del sistema de almacenamiento en cada medio geológico estudiado (granitos, sales y arcillas), así como el desarrollo y aplicación preliminar de las herramientas y metodologías para llevar a cabo la evaluación del comportamiento y seguridad a largo plazo.

Tanto ENRESA como el CSN mantienen sus programas de I+D y de seguimiento de la evolución de los distintos aspectos relacionados con el almacenamiento geológico profundo, tanto a través de los programas internacionales como de acuerdos bilaterales con otros países.

13.2.3. Disposiciones de ejecución para el cumplimiento de los mencionados criterios

El [apartado 6.2.3.](#) de la sección G describe someramente los mecanismos de revisión y autorización utilizados por el CSN en los procesos de evaluación para la concesión de licencia. En el caso concreto del centro de almacenamiento de El Cabril para RBMA, es pertinente mencionar, a título ilustrativo, los siguientes hitos en el proceso de licencia-

miento del proyecto, así como la evolución histórica de los permisos otorgados por las autoridades hasta la fecha.

- ✓ En mayo de 1988 se presenta la solicitud de autorización de construcción, de acuerdo con el RINR, con la novedad de incluir un Estudio de Impacto Ambiental, de acuerdo con el Decreto Legislativo sobre evaluación de impacto ambiental de 1987.
- ✓ En julio de 1989 el CSN emite el preceptivo informe favorable y en agosto la Dirección General de Medio Ambiente, de forma coordinada con el CSN, formula la Declaración de Impacto Ambiental.
- ✓ En noviembre de 1989 se otorga la autorización de construcción
- ✓ En abril de 1991 se presentó la solicitud de aprobación del Programa de Pruebas Prenucleares, y en mayo del Permiso de Explotación Provisional.
- ✓ En agosto de 1992 se recibió la inspección final, previa al permiso del CSN, culminando las 35 inspecciones y las 48 auditorías realizadas por dicho organismo al proyecto.
- ✓ El 9 de octubre de 1992 se firma la Orden Ministerial por la que se otorga a ENRESA el Permiso de Explotación Provisional por un período de cuatro años.
- ✓ El 9 de octubre de 1996 se firma la Orden Ministerial por la que se prorroga el Permiso de Explotación Provisional por un período de cinco años.
- ✓ El 8 de octubre de 2001 se firma la Orden Ministerial por la que se otorga la autorización de explotación hasta que se complete el volumen disponible para el almacenamiento en las celdas existentes.

13.3. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones

El [apartado 6.3](#). de la Sección G expone de forma somera el proceso de información pública contemplado en la reglamentación española. Sin embargo conviene destacar la experiencia en la aplicación de la normativa en el caso concreto de la instalación de El Cabril.

En España para la instalación centralizada de almacenamiento de RBMA de El Cabril, ENRESA realizó un Estudio de Impacto Ambiental, siguiendo la normativa vigente que aplicaba al proyecto, principalmente el Real Decreto Legislativo 1302/1986, que adaptó la Directiva comunitaria 85/377/CEE de 27 de junio y regulaba la evaluación de impacto ambiental, y su Reglamento de ejecución aprobado por el R.D. 1131/1988, de 30 de septiembre. La primera norma establece los principios sobre el procedimiento administrativo de los E.I.A. y recoge además otros aspectos importantes como la participación pública y las garantías necesarias sobre la confidencialidad de los datos que se refieran a procesos productivos o de carácter estratégico, respetando, en cualquier caso, la protección del interés público. Por otro lado, el Reglamento desarrolla el procedimiento administrativo de evaluación de impacto ambiental, que culmina con la Declaración de Impacto que formula el órgano ambiental competente del Estado.

De acuerdo con el apartado e) de la disposición adicional quinta del Reglamento, para las instalaciones nucleares, como el centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril, se declara competencia del CSN la evaluación, seguimiento y control del impacto radiológico ambiental de este tipo de actividad, rigiéndose el resto de los impactos ambientales de tales obras por lo dispuesto de forma general en el R.D. Legislativo.

El 17 de agosto de 1989 la Dirección General de Medio Ambiente emitió una Resolución por la que se formula Declaración de Impacto Ambiental, elaborada de forma coordinada por la propia D.G. de Medio Ambiente y el CSN, del centro de almacenamiento de El Cabril de ENRESA, en el marco de lo establecido en la normativa vigente (R.D.L.1302/1986 y R.D. 1131/1988) y sobre la base de los acuerdos establecidos entre la D.G. de la Energía y la D.G. de Medio Ambiente, así como entre el CSN y dicha D.G. de Medio Ambiente. Esta Resolución se formula con carácter previo a la Resolución administrativa que se adopte para la autorización de construcción de la instalación, y va incluida como Anejo II en la Orden Ministerial de 31 de octubre de 1989 por la que se otorga dicha autorización.

Esta Resolución se formula sobre la base del expediente reglamentario establecido por: (1) el documento técnico del Proyecto y Estudio de Impacto Ambiental, remitido por la D.G. de la Energía, (2) las alegaciones y observaciones formuladas en el periodo de información pública y respuesta por parte de ENRESA a dichas alegaciones y observaciones, (3) información complementaria aportada por ENRESA a solicitud de la D.G. de Medio Ambiente y el CSN, y (4) el Informe preceptivo y vinculante del CSN.

Los plazos y procedimiento seguidos en este proyecto son los descritos en el [apartado 6.3.](#) de la Sección G que aunque se refieren a la solicitud de la autorización de construcción durante el trámite de información pública se efectúan de forma conjunta.

Por otro lado, es conveniente señalar que en la O.M. de 31 de octubre de 1989 se fija la creación durante la fase de construcción de un "Comité de Coordinación" designado por la D.G. de la Energía y compuesto de acuerdo con lo establecido en el entonces vigente RINR.

Este Comité estaba formado por representantes de la D.G. de la Energía, la D.G. de Medio Ambiente, Junta de Andalucía, Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Córdoba, Ayuntamiento de Hornachuelos (Córdoba) y el titular de la autorización, ENRESA. Su principal cometido era el seguimiento de las obras y la coordinación de las actuaciones de todas las autoridades implicadas en el proyecto.

13.4. Arreglos de carácter internacional

De acuerdo con el [apartado 6.4.](#) de la Sección G, España ha de cumplir con el Artículo 37 del Tratado EURATOM suministrando datos generales sobre todo proyecto de evacuación de residuos radiactivos, que permitan determinar si la ejecución de dicho proyecto puede dar lugar a una contaminación radiactiva de las aguas, el suelo o del espacio aéreo de otro Estado miembro de la Unión Europea.

La experiencia española para instalaciones de gestión de residuos radiactivos está basada en el proceso de licenciamiento del centro de almacenamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad y vida media corta de El Cabril. Antes de la obtención de la autorización de explotación el Gobierno español informó a la Comisión Europea sobre los datos generales del proyecto de acuerdo con el artículo 37 del Tratado EURATOM.

El informe, presentado en octubre de 1991, contenía información sobre los siguientes aspectos:

- ✓ El emplazamiento y su entorno, dando datos sobre su situación geográfica y topográfica, geología y sismología, hidrología e hidrogeología, meteorología y climatología, economía agroalimentaria, población

- ✓ Las instalaciones del centro, sus características principales, los sistemas de ventilación y de confinamiento de la radiactividad, cronograma y clausura y desmantelamiento.
- ✓ Emisiones radiactivas a la atmósfera así como la descarga de efluentes radiactivos líquidos en operación normal, incluyendo la vigilancia de las emisiones y la evaluación de las transferencias al hombre
- ✓ Gestión de los residuos radiactivos sólidos, naturaleza, tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento intermedio
- ✓ Descargas no planificadas de efluentes radiactivos, accidentes considerados y de referencia, evaluación de las consecuencias radiológicas y planes de emergencia.
- ✓ Programas de vigilancia ambiental preoperacional y a partir de la puesta en marcha otro programa operacional.

El dictamen de la Comisión Europea fue remitido por escrito con fecha 16 de junio de 1992 en el que se concluía que la aplicación del plan para el tratamiento de residuos radiactivos procedentes de la explotación de la instalación de conformidad con el artículo 37 del Tratado EURATOM no era susceptible de causar una contaminación radiactiva significativa desde el punto de vista de la salud, de las aguas, del suelo o del espacio aéreo de otro Estado miembro.

13.5. Valoración del cumplimiento

La información relativa a los parámetros del emplazamiento, elaborada en las distintas etapas de licenciamiento y su posterior evaluación por la autoridad reguladora, conduce a la definición de unas bases de diseño que garantizan razonablemente la seguridad de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos en las fases de diseño, construcción, explotación, así como en la de vigilancia y control y libre uso de los emplazamientos destinados al almacenamiento de residuos radiactivos.

Por lo tanto, de todo lo expuesto en los apartados precedentes se desprende que en España se han adoptado las medidas necesarias para cumplir con los requisitos del artículo 13 de la Convención.

No obstante, el marco reglamentario no tiene en la actualidad las disposiciones relativas al proceso de designación de emplazamientos para la gestión final de CG y RAA, para lo cual se están analizando distintas iniciativas.

Artículo 14. Diseño y construcción de las instalaciones

El desarrollo de este artículo incluye la exposición de los principios de seguridad básicos y los procedimientos que se siguen en España para solicitar, analizar y conceder las autorizaciones de construcción a los titulares de instalaciones de gestión de residuos radiactivos, así como los métodos seguidos para vigilar la construcción y garantizar el cumplimiento de los requisitos de diseño.

Conviene señalar que las instalaciones de gestión de RBMA en España son las plantas de tratamiento y almacenamiento temporal que se encuentran ubicadas en las CC.NN.,

en la fábrica de combustible de Juzbado y en el Centro “Juan Vigón” del Ciemat, y, como instalación centralizada incluida la disposición final de este tipo de residuos, el centro de almacenamiento de El Cabril. Al formar parte las primeras de unas instalaciones nucleares cuyo objetivo principal es otro que la gestión de RBMA, éstas han sido evaluadas y autorizadas dentro del proceso de licenciamiento de las propias instalaciones, por tanto los requisitos de diseño y límites y condiciones de explotación forman parte de las autorizaciones concedidas a los titulares. Por tanto, el proceso seguido es el incluido en la Sección G, [apartado 7](#).

Sin embargo, es importante centrarse en el proceso de licenciamiento de la instalación existente para el tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento y disposición final de los RBMA de El Cabril, como única instalación en España destinada a este fin.

Como ya se ha indicado en otras secciones de este informe, no existe actualmente en España ninguna instalación licenciada ni en fase de licenciamiento destinada a la gestión de los RAA. No obstante cualquier instalación futura habrá de cumplir con los requisitos, límites y condiciones que figuren en la normativa vigente y sean impuestos por las autoridades reguladoras durante el proceso de autorizaciones.

14.1. Proceso de concesión de la autorización de construcción

El centro de almacenamiento de El Cabril obtuvo su autorización de construcción por Orden Ministerial de 31 de octubre de 1989, habiendo sido presentada la solicitud de acuerdo con el anterior Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (Decreto 2869/1972, de 21 de julio) en mayo de 1988, aunque posteriormente, en abril de 1989, se remitió una Revisión 1 del Proyecto General y del Estudio Preliminar de Seguridad (EPS), que incorporaba el criterio de recuperabilidad de los residuos acordado después de diversas reuniones con las autoridades reguladoras.

Antes de emitirse la Orden, ENRESA procedió a la solicitud de la licencia municipal de obras al Ayuntamiento de Hornachuelos (Córdoba) en mayo de 1989 y en agosto la D.G. de Medio Ambiente, de forma coordinada con el CSN, quien emitió en julio de 1989 el preceptivo informe favorable, emite la Declaración de Impacto Ambiental, como ya se indicó en el anterior apartado.

Esta autorización fue otorgada a ENRESA después de haber cumplido con los trámites ordenados por las disposiciones vigentes y habiendo informado favorablemente la Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Córdoba, de acuerdo con los informes emitidos al respecto por el CSN.

Además de los condicionados impuestos en la Declaración de Impacto Ambiental (Anejo II), la Orden incluye unos límites y condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica con los criterios y requisitos técnicos aplicables a esta instalación nuclear y la información sometida a plazo (Anejo I). En este Anejo I, se establece que “al solicitar la autorización de puesta en marcha, el titular deberá presentar además de los estudios y documentos contenidos en el RINR en vigor, una declaración documentada de haber cumplido estos límites y condiciones”.

El EPS recoge los principios de concepción del almacenamiento, señalando que el desarrollo conceptual del Centro se efectuó sobre la base de la consideración de la experiencia adquirida en los países que disponían de este tipo de instalaciones, y a partir del establecimiento de los objetivos y opciones técnicas de seguridad básicas.

ENRESA seleccionó un modelo de almacenamiento superficial, con la adopción de barreras de ingeniería, desarrollando un concepto que toma como referencia los Centros

franceses de La Manche y de L'Aube, seleccionando, de las modalidades de almacenamiento practicadas en estos centros, la de mayor nivel de aislamiento, con barreras de ingeniería, junto con el crédito dado al emplazamiento como barrera de aislamiento.

A continuación se indican los objetivos generales de seguridad definidos para el centro de El Cabril:

- ✓ Protección inmediata, durante la fase de explotación, y diferida, en las fases de vigilancia y control y de libre utilización, de las personas y del medio ambiente. La protección diferida es la que confiere al almacenamiento su carácter particular. La protección inmediata viene dada por la aplicación tanto de la reglamentación española como de las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica y otros Organismos competentes para la protección del público y de los trabajadores. La diferida se consigue por el aislamiento de los residuos y la limitación del contenido radiactivo de los mismos, considerando los escenarios de evolución esperada, en casos de baja probabilidad o de accidente hipotético y por último en caso de intrusión plausible.
- ✓ Permitir la libre utilización del emplazamiento en un tiempo razonable, esto es, que el terreno pueda ser utilizado para cualquier finalidad, sin limitaciones originadas por el almacén.

La duración de la fase de vigilancia y control no debe sobrepasar la vida de diseño postulada para los dispositivos de aislamiento de los residuos (barreras de ingeniería) que se estima en, al menos, 300 años, tiempo establecido, a su vez, en la Regla Fundamental de Seguridad francesa I-2. No obstante, esta duración será reevaluada en función de la actividad realmente almacenada, inferior a la envolvente considerada en los análisis de impacto radiológico, al final de la fase de explotación.

Uno de los objetivos impuestos y recogidos en la autorización de construcción a la instalación es el vertido nulo, por lo que el diseño se basa en la reutilización de los residuos líquidos radiactivos en los distintos procesos de acondicionamiento. Este criterio es extensivo tanto a la zona de edificios como a las celdas de almacenamiento, para lo cual se dispone de los respectivos sistemas de recogida, tratamiento y acondicionamiento.

En lo que respecta a los efluentes gaseosos, el centro de El Cabril ha sido diseñado y construido, cumpliendo con el condicionado de la autorización de construcción, con el objetivo de que la dosis equivalente efectiva comprometida al individuo hipotético más expuesto, en áreas no restringidas, debida a todas las emisiones vía aire, sea tan baja como razonablemente sea posible y siempre menor que 10^{-2} mSv/año.

El cumplimiento de los objetivos se lleva a cabo mediante la aplicación de los siguientes criterios básicos:

- ✓ Aislamiento de la radiactividad almacenada del entorno (o biosfera) durante la fase de explotación y de vigilancia y control, gracias a la idoneidad del emplazamiento y los elementos de la instalación (unidades de almacenamiento, formadas por los contenedores y los residuos inmovilizados en su interior, y barreras de ingeniería, la cobertura, las celdas de almacenamiento y la red de control de infiltraciones). Para evitar la intrusión humana, el acceso estará controlado hasta la finalización de las dos fases.
- ✓ Limitación de la actividad de los radionucleidos presentes en las unidades de almacenamiento, de modo que el impacto radiológico sea aceptable en cual-

quier circunstancia previsible y que la actividad residual sea compatible con la libre utilización del emplazamiento.

- ✓ Recuperabilidad simple de los residuos almacenados al incorporarse al diseño final las unidades de almacenamiento, o contenedores que, además de cumplir una función de confinamiento, permiten el manejo de los residuos y su colocación en el interior de las celdas, o estructuras de almacenamiento, sin ningún tipo de unión estructural. Los bultos constituidos por los contenedores con los residuos bloqueados en su interior pueden ser transportados ya que cumplen con los requisitos de transporte.

La Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Córdoba mandó el expediente incoado a instancias de ENRESA, con fecha 29 de mayo de 1991, por el que se solicitaba el permiso de explotación provisional y la autorización de fabricación de contenedores para el almacenamiento de los RBMA.

La D.G. de la Energía aprobó, por Resolución de 20 de enero de 1992 el Programa de Pruebas Prenucleares de la instalación, de acuerdo con el informe emitido por el CSN. Este Programa cumplía con los objetivos establecidos en el RINR en vigor para acreditar el adecuado comportamiento de los equipos o partes de que consta la instalación, tanto en relación con la seguridad nuclear y protección radiológica como con la normativa industrial y técnica aplicable.

14.2. Disposiciones técnicas para la clausura de instalaciones de gestión de residuos radiactivos

Las CC.NN. en operación actualmente en España consiguieron sus autorizaciones de construcción durante los años 60 (centrales de primera generación: José Cabrera y Sta. M^a. de Garoña. Vandellós I está en proceso de desmantelamiento), los años 70 (centrales de segunda generación: Almaraz I y II, Ascó I y II, Cofrentes) y las últimas unidades a finales de la década de los 70 y principios de los 80. Todas las centrales en operación se basan en la tecnología del agua ligera (PWR y BWR) de validez comprobada.

Ya en las autorizaciones previas se hace referencia a la normativa a utilizar durante el diseño y construcción de la central, citando, en primer lugar, los criterios, códigos, normas y disposiciones nacionales así como a los documentos correspondientes de aquellos organismos internacionales a los que pertenezca el Estado español, los de reconocida validez en la industria nuclear y los establecidos en el país de origen del proyecto.

Atendiendo a la normativa española referente al proceso de licenciamiento, el RINR de 1972 no contemplaba durante la etapa de diseño y construcción de instalaciones nucleares ninguna provisión sobre la futura clausura de las instalaciones. Sin embargo, el RINR aprobado en 1999 introduce como requisito para la solicitud de la autorización de construcción incluir dentro de la documentación a presentar previsiones tecnológicas, económicas y de financiación del desmantelamiento y clausura.

No obstante, para las centrales de tercera generación, la autorización de construcción incluía ya, como uno de los límites y condiciones de seguridad, que "será responsabilidad del titular la clausura de la instalación en condiciones de seguridad, una vez que haya cesado de funcionar para el fin propuesto. Al solicitar el permiso de explotación provisional, el titular describirá los medios incorporados al proyecto para facilitar la clausura de la instalación. En el cumplimiento de esta condición, el titular tendrá en

cuenta la normativa nacional vigente; la recomendada por los organismos internacionales a los que pertenezca el Estado español, y la que, al respecto, se haya podido desarrollar en el país de origen del proyecto.”

Las otras dos instalaciones nucleares, la fábrica de Juzbado y Ciemat, que cuentan con plantas o unidades de gestión de residuos radiactivos, aplicaron durante el proceso de autorización de construcción la normativa vigente en el momento, es decir, en el caso de Juzbado, el RINR de 1972, que según se ha indicado, no exigía ninguna previsión sobre su futura clausura.

14.3. Disposiciones técnicas para el cierre de la instalación de disposición final de residuos radiactivos

En el EPS del centro de El Cabril, presentado para la obtención de la autorización de construcción, ya se incluyen los sistemas diseñados para el cierre de la instalación y los que tienen que estar operativos durante la fase de vigilancia y control de la instalación.

Al final de la fase de explotación del centro, se efectuarán actividades de clausura para preparar al centro para la siguiente fase. Será necesario realizar la terminación de las obras de almacenamiento y de sus anexos (cobertura, redes de agua), la evacuación y desmontaje de las instalaciones de explotación (construcciones y equipos) que no serán requeridos y la instalación de todos los elementos necesarios para la fase de vigilancia y control que no estuvieran instalados.

Después de la fase de explotación, las instalaciones de acondicionamiento de residuos serán descontaminadas y desmanteladas. Para facilitar esta labor, todos los locales susceptibles de contaminación están equipados de revestimientos descontaminables. Igualmente, los equipos están diseñados de forma que pueden ser fácilmente descontaminados (elección de materiales, instalación de motores fuera de las zonas sensibles, etc.). Además, la concepción de los diferentes locales permite el desmontaje de equipos pesados (depósitos, etc...)

Los objetivos del diseño de los dispositivos de vigilancia son, por un lado, comprobar la integridad de las celdas de almacenamiento y, por otro lado, efectuar la vigilancia radiológica en el medio ambiente próximo al centro.

Para cumplir el primer objetivo, el terreno permanecerá en propiedad de ENRESA, evitando así cualquier deterioro como consecuencia de intervenciones humanas incontroladas, y se asegurará la vigilancia y mantenimiento de la cobertura, la red de control de aguas infiltradas y los dispositivos de vigilancia.

Al finalizar la fase de explotación y antes de pasar a la fase de vigilancia y control, las celdas de almacenamiento una vez llenas y cerradas, se protegen de la acción meteorológica mediante la instalación de una cobertura a largo plazo, diseñada y construida de forma que se reduzca a un mínimo el mantenimiento requerido en condiciones normales y proteja de la erosión, el agua y los cambios de temperatura.

La red de control de infiltraciones, que funcionará durante la fase de explotación y de vigilancia y control con un mantenimiento mínimo, está diseñada para identificar y localizar fácilmente una posible anomalía en alguna de las celdas de almacenamiento. Para ello, las tuberías de la red se han instalado en galerías subterráneas visitables de hormigón armado que discurren longitudinalmente bajo las celdas y se han diseñado con una pendiente y dimensiones suficientes para asegurar un drenaje por gravedad hacia el depósito final de control. Cada celda está individualmente unida a la red por medio de

un recipiente de vigilancia, transparente, con toma de muestra al que se conectará una vez la celda en cuestión entre en fase de explotación, protegida del agua de lluvia (techado móvil).

Para cumplir el segundo objetivo, se elaborará un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental que deberá ser aprobado por las autoridades antes de proceder al cierre. Este Programa estará basado en la experiencia adquirida, las comprobaciones realizadas y los medios empleados durante el período de explotación.

14.4. Tecnologías utilizadas para la gestión de residuos radiactivos

14.4.1. Centrales nucleares

Las instalaciones de gestión de residuos radiactivos existentes en las CC.NN. en España fueron diseñadas y construidas como parte de la central siguiendo los estándares aplicados en las centrales de referencia, Estados Unidos y Alemania. La introducción y desarrollo en la normativa española del concepto de "central de referencia" garantiza la incorporación de tecnología consolidada y probada, sin impedir la introducción de innovaciones consolidadas.

En el caso de algunas centrales, las instalaciones fueron modificadas según la normativa tanto nacional como internacional para la mejora del tratamiento y acondicionamiento de las distintas corrientes de residuos operacionales y el aumento de capacidad de los almacenamientos temporales disponibles.

Como parte de una instalación nuclear estas instalaciones fueron sometidas al proceso de licenciamiento del RINR de 1972, que incluye antes de la puesta en marcha de la instalación un plan de verificación del diseño y construcción, con el desarrollo de un programa de pruebas prenucleares previamente aprobado por las autoridades.

14.4.2. Instalación de almacenamiento de El Cabril

El desarrollo conceptual del centro se efectuó sobre la base de la consideración de la experiencia adquirida en los países que disponían de este tipo de instalaciones y a partir del establecimiento de los objetivos y opciones técnicas de seguridad básicas.

ENRESA estudió las opciones existentes, las prácticas de seguridad y las orientaciones elegidas en el seno de la comunidad internacional, optando por el modelo de almacenamiento superficial, con la adopción de barreras de ingeniería, desarrollando un concepto que toma como referencia los centros franceses de almacenamiento.

Antes de la puesta en marcha del centro de El Cabril y de acuerdo con el RINR de 1972, las instalaciones fueron sometidas a un programa de verificación preoperacional que incluían los métodos de prueba y ensayo que se seguirán para garantizar el correcto funcionamiento de las diferentes instalaciones y equipos, tanto en relación con la seguridad nuclear y protección radiológica como con la reglamentación industrial y técnica aplicable.

14.5. Valoración del cumplimiento

Se considera que en España se cumple razonablemente con los requisitos de seguridad del artículo 14 de la Convención, ya que la legislación española dispone de un procedimiento formal para otorgar la autorización de construcción de una instalación nuclear que incluye la revisión del diseño, la vigilancia de la construcción y la verificación de la idoneidad de la realización a través de un programa de pruebas prenucleares, cuyo resultado ha de ser apreciado favorablemente por el CSN.

El diseño y las tecnologías utilizadas en las instalaciones de gestión de residuos radiactivos existentes en el país han sido desarrolladas siguiendo la reglamentación y normativa nacional e internacional de seguridad, así como los estándares aplicables de amplia y reconocida utilización en la materia.

Artículo 15. Evaluación de la seguridad de las instalaciones

15.1. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad

Las instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad pueden estar clasificadas en instalaciones nucleares o radiactivas, de acuerdo con el vigente RINR

Actualmente en España las instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad se encuentran situadas en las mismas instalaciones generadoras de estos residuos o bien en la instalación de El Cabril en la que se lleva a cabo su almacenamiento definitivo.

Las autorizaciones que necesitan las instalaciones nucleares y radiactivas para iniciar su funcionamiento vienen recogidas en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, el cual establece un proceso de autorización secuencial en el que cada autorización está regulada específicamente.

El proceso de autorizaciones exigibles a las instalaciones nucleares y a las II.RR. del ciclo del combustible nuclear comporta el otorgamiento sucesivo de las autorizaciones siguientes:

- ✓ Autorización previa o de emplazamiento.
- ✓ Autorización de construcción.
- ✓ Autorización de explotación.

Como se ha referido, antes de la construcción de una instalación de gestión de residuos, si su categoría es la de instalación nuclear, su titular deberá haber obtenido una autorización previa y deberá, de acuerdo al Reglamento mencionado obtener una autorización de construcción antes de la operación de la misma.

Entre los documentos que el titular de la autorización previa debe presentar en apoyo de la autorización de construcción figura (Art.17 e) un EPS.

El EPS contendrá una descripción del emplazamiento y su zona circundante, con datos actuales sobre los parámetros que tengan incidencia en la seguridad y protección radiológica, incluidos los demográficos, ecológicos y sobre los usos del suelo y del agua

y cuantos datos adicionales puedan contribuir a un mejor conocimiento del emplazamiento y puedan tener incidencia en los planes de vigilancia y verificación de los mencionados parámetros representativos.

El EPS contendrá, también, una descripción de la instalación propuesta en la que se incluirán los criterios seguidos en el diseño de aquellos componentes o sistemas de los que dependa la seguridad de la instalación y un análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias.

Adicionalmente, antes de la autorización de construcción de la instalación se realizará un estudio analítico radiológico, que estimará teóricamente el impacto radiológico potencial de la misma sobre la población y el medio ambiente. Los resultados de este estudio se incorporarán a la documentación del EPS y servirán de base para la elaboración del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental Pre-operacional (PVRAP) que permitirá el establecimiento del nivel de referencia o fondo radiológico de la zona vigilada.

Paralelamente a la tramitación de la autorización de construcción, el titular deberá haber iniciado los procedimientos correspondientes a las autorizaciones administrativas requeridas en otros ámbitos distintos del nuclear.

En el caso de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos que estén asociadas a II.RR. distintas a las del ciclo del combustible nuclear, se requiere exclusivamente de una autorización de funcionamiento, cuya solicitud deberá ir acompañada de una Memoria Descriptiva que incluirá, entre otros aspectos, los sistemas de gestión de los residuos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos.

La solicitud se acompañará también de un ES que consistirá en un análisis y evaluación de los riesgos que puedan derivarse del funcionamiento en régimen normal de la instalación o a causa de algún incidente. Se incluirán los datos suficientes para que las autoridades competentes puedan realizar un análisis de los riesgos de la instalación, con independencia del presentado por el solicitante.

15.2. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad

En España las instalaciones para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad son instalaciones nucleares, por lo que antes de la construcción de las mismas les sería aplicable el régimen de autorizaciones y las evaluaciones de seguridad que han sido indicadas en el [apartado 1\)](#) de este artículo.

Aunque el RINR no hace una mención explícita a los aspectos relativos a la seguridad de las instalaciones de disposición final de los residuos radiactivos, en la práctica española de licenciamiento de la instalación de El Cabril (única existente de estas características), se ha interpretado que todos los requisitos relativos a la seguridad de la instalación deben ser tenidos en cuenta tanto en lo que se refiere a la fase de operación como a la fase que se iniciará después del cierre de la misma.

En su acuerdo de 3 de febrero 1987, el CSN adoptó además como criterio radiológico de aceptación, para su aplicación en la evaluación del impacto radiológico en el largo plazo, un riesgo inferior a 10⁻⁶, o una dosis equivalente a los individuos del grupo crítico involucrados en los escenarios postulados, inferior a 0.1 mSv/a.

Como parte de la documentación reglamentaria en el proceso de la autorización de construcción de El Cabril, su titular presentó a las autoridades competentes el EPS, que incluía los correspondientes análisis sobre la posible evolución futura del sistema de almacenamiento, teniendo en cuenta los mecanismos de liberación y de migración de la radiactividad, las vías de exposición de los miembros del público y el análisis de las consecuencias radiológicas en los escenarios de intrusión humana que fueron postulados.

En relación con los estudios de evaluación de la seguridad a largo plazo, existía ya un elevado nivel de consenso y suficientes referencias internacionales sobre la aproximación metodológica a seguir en estas evaluaciones, por lo que el EPS de El Cabril, incluyó una evaluación de la seguridad conforme a una metodología sistemática inspirada en las referencias internacionales existentes en la época.

En particular, antes de la construcción de la instalación se llevaron a cabo los análisis de seguridad en la fase post clausura incluyéndose en el estudio diversos escenarios de exposición previstos por la norma francesa RFS-I.2.

15.3. Medidas adoptadas antes de la operación de instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad

Como ya ha sido referido en el [apartado 15.1](#) de este artículo, las autorizaciones que necesitan las instalaciones nucleares y radiactivas para iniciar su funcionamiento vienen recogidas en el RINR de 1999, el cual establece un proceso de autorización secuencial en el que cada autorización está regulada específicamente.

Una vez dispone el titular de una instalación nuclear de la autorización de construcción y ha llevado a cabo las pruebas prenucleares, está en disposición de solicitar a las autoridades competentes la autorización de explotación de la instalación.

El artículo 20 del mencionado Reglamento, indica que la solicitud de explotación de las instalaciones nucleares se acompañará de una serie de documentos que actualizarán, en su caso, el contenido de los presentados al solicitar la autorización de construcción. Entre estos documentos se encuentra el ES que deberá contener la información necesaria para realizar un análisis de la instalación desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, así como un análisis y evaluación de los riesgos derivados del funcionamiento de la instalación tanto en régimen normal como en condiciones de accidente.

En particular, el ES deberá incluir los datos complementarios sobre el emplazamiento y sus características obtenidos durante la construcción de la instalación, así como su descripción, haciendo referencia a los sistemas de recogida y eliminación de los residuos radiactivos y de cualquier otro sistema o componente que sea significativo para la seguridad de la instalación.

El ES deberá incluir un análisis de los accidentes previsibles en la instalación y de sus consecuencias, un estudio analítico radiológico y un programa de vigilancia radiológica ambiental operacional, con objeto de evaluar el impacto derivado del funcionamiento de la misma.

Además de la documentación que forma parte del ES, antes de la operación de cualquier instalación nuclear el titular de la autorización de construcción de la misma deberá presentar al solicitar la autorización de explotación un PLAGERR, que incorpore, en

su caso, los contratos establecidos con empresas gestoras e incluya, entre otros conceptos, un sistema para su posible desclasificación.

Adicionalmente, el RINR señala (Art. 20 j) que formando parte de la documentación presentada en apoyo de la autorización de explotación deberán incluirse las previsiones para el desmantelamiento y clausura de la misma, indicando la disposición final prevista de los residuos generados e incluyendo el estudio del coste y las previsiones económicas y financieras para garantizar la clausura.

Como ya fue señalado y por lo que se refiere al almacenamiento de residuos radiactivos, la Directiva 97/11/CE, especifica que requerirán de una Evaluación de Impacto Ambiental (EIA) el depósito final del combustible nuclear irradiado, el depósito final de residuos radiactivos y el almacenamiento (proyectado para un periodo superior a 10 años) de combustibles nucleares irradiados o de residuos radiactivos en un lugar distinto al de su producción.

La EIA requiere la elaboración y presentación por el titular de la autorización de construcción de un estudio de impacto ambiental, con indicación de las posibles alternativas, así como un programa de vigilancia ambiental durante el desarrollo de la actividad, una vez autorizada.

La Declaración de Impacto Ambiental (DIA), se elabora de forma coordinada por el Ministerio de Medio Ambiente y el CSN en el marco de sus respectivas competencias.

15.4. Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo expuesto en cada uno de los apartados de este artículo y por lo que se refiere a los residuos de baja y media actividad, se considera que en España se han adoptado las medidas adecuadas para evaluar la seguridad de las instalaciones de gestión y de disposición final de estos residuos antes de su construcción y antes de su operación.

La legislación española establece un proceso de autorización secuencial en el que cada autorización está regulada específicamente y que establece la obligatoriedad del titular de presentar los estudios de seguridad que le son específicamente requeridos.

Artículo 16. Operación de las instalaciones

16.1. Permiso de explotación. Límites y condiciones operacionales

Una vez superada la fase de pruebas prenucleares y previamente a la puesta en marcha de la instalación, se concede la autorización de explotación con carácter provisional, por el tiempo necesario para efectuar el programa de pruebas nucleares y analizar sus resultados. Las pruebas nucleares consisten en la realización de ensayos y comprobaciones que permitan obtener los datos básicos para evaluar la seguridad nuclear de la instalación.

Después de haber completado el programa de pruebas nucleares, el titular deberá remitir al MINECO y al CSN los resultados del programa y la propuesta de modificaciones en las ETF, si como consecuencia de las pruebas realizadas se considera aconsejable

su incorporación. El MINECO emitirá una vez recibido el informe con la apreciación del CSN una autorización de explotación por el plazo que corresponda.

Sin embargo, de acuerdo al RINR de 1999, la autorización de explotación u operación de una instalación nuclear sea cual sea su propósito ha de incluir un estudio de las previsiones de desmantelamiento y clausura, donde se expondrá la disposición final prevista de los residuos generados y se incluirá el estudio de costes y las previsiones económicas y financieras para garantizar la clausura, así como un PLAGERR, que incorpore, en su caso, los contratos establecidos con empresas gestoras e incluya, entre otros conceptos, un sistema para su posible desclasificación.

16.1.1. Gestión de residuos en instalaciones nucleares

Las A.E. de las centrales nucleares son similares en cuanto a su estructura, y contienen en su anexo límites y condiciones que deben cumplir, unas de cumplimiento inmediato y otras de plazo fijo. La operación de las plantas ha de llevarse a cabo de acuerdo con la revisión en vigor de los siguientes documentos: Estudio Final de Seguridad, Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Reglamento de Funcionamiento, Plan de Emergencia Interior, y de conformidad con: Manual de Protección Radiológica, Manual de Cálculo de Dosis al Exterior en Operación Normal y Manual de Garantía de Calidad. Otras condiciones recogidas en las A.E. son el seguimiento de los nuevos requisitos solicitados por el organismo regulador del país de origen del proyecto de instalación y análisis de aplicabilidad, el análisis de la experiencia operativa propia y ajena y requisitos sobre transportes de material fisiónable y de residuos radiactivos.

Sin embargo, a raíz de la aprobación del nuevo RINR, las prórrogas sucesivas de los permisos de explotación son sustituidas por autorizaciones por plazo determinado y se normaliza el formato y contenido de estas autorizaciones para todas las CC.NN.. Uno de los documentos requeridos en la documentación de la solicitud de autorización es el PLAGERR. Las modificaciones a este Plan podrán llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular excepto en aquellos casos que se señalen en las instrucciones técnicas complementarias del CSN. En estos casos se requerirá la apreciación favorable del CSN antes de su entrada en vigor.

Los procedimientos de operación y de gestión de residuos en cada instalación recogen las actividades de segregación, acondicionamiento y almacenamiento temporal así como los métodos para la minimización de la producción de residuos. Esta minimización se basa en los siguientes conceptos:

- ✓ Aplicación de un estricto control en la segregación en origen, separando materiales en función de su contenido radiactivo y su naturaleza físico-química
- ✓ Eliminación progresiva de materiales desechables, sustituyéndolos por materiales reutilizables
- ✓ Reducción y control estricto de las áreas contaminadas, de forma que se reduzcan las fuentes de materiales residuales con contenidos radiactivos
- ✓ Segregación estricta de materiales contaminados y no contaminados, de forma que se minimice la cantidad de residuos que entran en el posterior proceso de tratamiento.

El acondicionamiento de los residuos comprende las sucesivas etapas hasta la obtención de productos finales que cumplan con los criterios de aceptación del centro de almacenamiento y para su transporte fuera de la instalación. Los procesos de tratamien-

to están relacionados, por una parte, con sus características físico-químicas y radiológicas y, por otra, con la opción elegida para el almacenamiento definitivo de los mismos. Los sistemas de compactación de materiales compresibles y de acondicionamiento, que en todas las CC.NN. es de cementación, con mezclado en el propio bidón o mezclado previo de cemento y residuo con llenado posterior de bidón, incluyen requerimientos específicos para el control de la contaminación y exposición a la radiación así como en lo que se refiere a los criterios de calidad de los bultos finales para su almacenamiento temporal en la propia central y para su almacenamiento definitivo.

Desde el punto de vista regulador, las exigencias de diseño de la planta de acondicionamiento van encaminadas a garantizar las condiciones ALARA en relación con la exposición del personal y al control físico-químico y radiológico del proceso de solidificación, aplicando la guía de seguridad del CSN, GS-09.01 "Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de baja y media actividad" mediante la implantación de un Programa de Control del Proceso de acondicionamiento (PCP). Este Procedimiento tiene por objeto garantizar de manera razonable que los sistemas de solidificación de residuos operan dentro de los límites y condiciones establecidas y que los productos obtenidos se sitúan en rangos e intervalos aceptables respecto de determinados requisitos de calidad.

El permiso de explotación provisional y la autorización de fabricación de elementos combustibles de óxido de uranio de la fábrica de Juzbado se obtuvo, cumplidos los requisitos para una instalación nuclear de acuerdo con el RINR en vigor, mediante Orden Ministerial de 14 de enero de 1985. La operación de las plantas ha de llevarse a cabo de acuerdo con la revisión en vigor de los siguientes documentos: Estudio de Seguridad, Especificaciones de Funcionamiento, Reglamento de Funcionamiento, Plan de Emergencia, y de conformidad con: Manual de Protección Radiológica, Manual de Seguridad y Manual de Garantía de Calidad. A raíz de la aprobación del nuevo RINR (Real Decreto 1836/1999), los límites y condiciones asociados al PEP y a la Autorización de Fabricación fueron modificados y asociados en un condicionado único aprobado por Resolución de la D.G. de Política Energética y Minas del 3 de mayo de 2002. Uno de los documentos presentados por ENUSA para su aprobación por el CSN es el PLAGERR, cuyas actividades incluyen las referentes a los residuos de muy baja actividad susceptibles de ser gestionados como residuos convencionales. Las modificaciones a este Plan podrán llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular excepto en aquellos casos que se señalen en las instrucciones técnicas complementarias del CSN. En estos casos se requerirá la apreciación favorable del CSN antes de su entrada en vigor.

Sin embargo, ya en abril de 1999 ENUSA implantó un Sistema de Gestión Medioambiental en la Fábrica de Juzbado en el que se incluía como objetivo una minimización de la generación de residuos radiactivos, además del cumplimiento de los límites establecidos de concentración de la actividad de los efluentes radiactivos que se liberan al río y de actividad alfa total para la emisión de efluentes gaseosos.

La doble finalidad del proceso de tratamiento de residuos sólidos en Juzbado es la reducción de la cantidad a gestionar y el acondicionamiento adecuado para el cumplimiento de los requisitos de aceptación requeridos por ENRESA.

16.1.2. Instalación de disposición final de residuos radiactivos

La instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de El Cabril obtuvo su primer PEP por Orden Ministerial de 9 de octubre de 1992. Esta Orden esta-

blece que “después de las conclusiones alcanzadas por el CSN como resultado de la evaluación de la documentación presentada, así como del seguimiento del cumplimiento del condicionado de la autorización de construcción, del diseño, la construcción y la verificación prenuclear de la instalación, se puede afirmar que los edificios y estructuras, los sistemas y componentes y la organización de explotación son adecuados y permiten la operación de la instalación de almacenamiento de El Cabril siempre que se cumplan los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica anexos a esta Orden”.

El desarrollo de las actividades relacionadas con la operación de la instalación se ajustará al contenido de los documentos siguientes:

- ✓ Estudio de Seguridad
- ✓ Reglamento de Funcionamiento
- ✓ Especificaciones de Funcionamiento
- ✓ Plan de Emergencia
- ✓ Programa de Pruebas Nucleares
- ✓ Manual de Protección Radiológica
- ✓ Programa de Garantía de Calidad para la Explotación GC-32
- ✓ Programa de Vigilancia Física
- ✓ Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental

Estos documentos estarán sometidos a revisiones durante el primer PEP según se indica en la Orden, cumpliendo con los plazos fijados para cada uno de ellos. Cualquier modificación deberá ser aprobada por la D.G. de Política Energética y Minas, Ministerio de Economía, previa apreciación favorable del CSN.

Las pruebas nucleares que se realizaron incluyeron los sistemas de incineración, de solidificación, de manutención de bultos y de manipulación de residuos en el área de pequeños productores. La ejecución del Programa tuvo lugar entre el 17 de noviembre de 1992 y el 27 de mayo de 1993, enviando el informe final de las pruebas nucleares en julio de 1993, dando el CSN por cumplido el Programa en febrero de 1994.

En octubre de 1996, ENRESA obtiene la prórroga del PEP por un periodo de validez de cinco años mediante Orden Ministerial de 8 de octubre, que incluye unos nuevos límites y condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de acuerdo con los cuales se realizará la operación de la instalación así como con la legislación vigente y con el contenido de los documentos preceptivos mencionados anteriormente, debidamente actualizados.

La vigente autorización de explotación, O.M. de 5 de octubre de 2001, tiene validez hasta que se complete el volumen disponible para el almacenamiento en las celdas existentes, debiendo realizar el titular, ENRESA, revisiones periódicas de la seguridad que permitirán la actualización de las condiciones de explotación si la experiencia de operación o nuevas circunstancias tecnológicas o reguladoras lo aconsejan, con una periodicidad de 10 años.

La A.E. se concede de acuerdo con los documentos preceptivos anteriormente mencionados (Estudio de Seguridad, Especificaciones de Funcionamiento, etc.) actualizados, a los que se añade como documento preceptivo los criterios de aceptación de unidades de almacenamiento.

Los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica establecen que la operación de la instalación se realizará de acuerdo con la revisión correspondiente de los documentos anteriormente enumerados, incluyendo como novedad el documento sobre Criterios de Aceptación de Unidades de Almacenamiento. También especifica que el ES debe contener, de forma diferenciada para la fase de explotación y para las fases de control y libre uso, toda la información necesaria para realizar un análisis de la instalación desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica y un análisis y evaluación de los riesgos derivados del funcionamiento de la misma tanto en régimen normal como en condiciones de accidente, durante las tres fases de la vida.

16.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas

De acuerdo con el RINR, dentro de la documentación a presentar en la solicitud de autorización de explotación de una instalación nuclear figuran:

- ✓ Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental operacional, con objeto de evaluar el impacto derivado del funcionamiento de la instalación, como parte del ES.
- ✓ Reglamento de Funcionamiento. Incluye las normas de operación en régimen normal y en condiciones de accidente así como los procedimientos que las desarrollan referidas tanto al conjunto de la instalación como a los diversos sistemas que la componen.
- ✓ Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, que contienen los valores límites de las variables que afecten a la seguridad, los límites de actuación de los sistemas de protección automática, las condiciones mínimas de funcionamiento, el programa de revisiones, calibrado e inspecciones periódicas de los sistemas y componentes, y control operativo.
- ✓ Manual de Garantía de Calidad, que fija el alcance y contenido del programa de calidad aplicable a las pruebas y explotación de sistemas, estructuras y componentes relacionados con la seguridad, así como al diseño, fabricación, construcción, pruebas y explotación de las modificaciones de los mismos.

El CSN está facultado para realizar toda clase de inspecciones en las instalaciones nucleares para asegurar el cumplimiento de las condiciones previstas en la autorización, la correcta aplicación de las especificaciones establecidas en los permisos otorgados y en los documentos oficiales de explotación aprobados. Durante el año 2001, el CSN realizó 177 inspecciones a las centrales en operación, 16 a la fábrica de elementos combustibles de Juzbado, 13 al centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril y 15 a las instalaciones del Ciemat, 6 a las instalaciones paradas y 9 al grupo de las que se encuentran operativas.

El CSN podrá destacar, de modo temporal o permanente, en las instalaciones nucleares a personal facultativo acreditado para realizar misiones de inspección y control, según figura en el RINR. Actualmente, el CSN mantiene a dos inspectores residentes en cada una de las CC.NN. en operación, cuya misión principal es la inspección y observación de las actividades de explotación que se realizan en las centrales y la información sobre las mismas al CSN.

Además, el actual Reglamento establece las autorizaciones de explotación sometidas a un plazo de validez, sustituyendo los anteriores permisos de explotación provisiona-

les. Antes del vencimiento de este plazo, el titular deberá tramitar la renovación de la autorización mediante el mismo procedimiento por el que fueron concedidas, adjuntando la actualización de los documentos que la fundamentan o, en su caso, la documentación que para cada autorización se determine.

En el caso de El Cabril, como instalación para la disposición final de RBMA, en su autorización de explotación de octubre de 2001 contempla que la D.G. de Política Energética y Minas (del MINECO) podrá exigir la adopción de las acciones correctoras pertinentes a la vista de la experiencia que se obtenga de la explotación de la instalación, de los resultados de otras evaluaciones y análisis en curso, y del resultado de inspecciones y auditorías.

El titular, ENRESA, deberá realizar revisiones periódicas de la seguridad de la instalación para permitir la actualización de las condiciones de explotación si la experiencia de operación o nuevas circunstancias tecnológicas o reguladoras lo aconsejan. Asimismo, se realizarán revisiones del ES debido a actualizaciones y mejoras en el análisis de la seguridad a largo plazo y a modificaciones de diseño. Estas revisiones se remiten a la D.G. de Política Energética y Minas (del MINECO) y al CSN.

Además, esta autorización establece la obligación de remitir al CSN en el primer trimestre de cada año natural informes sobre, entre otros, los siguientes aspectos: modificaciones de diseño, implantadas o en curso de implantación, resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental y de los controles dosimétricos del personal, y medidas tomadas para analizar la aplicabilidad de nuevos requisitos nacionales de seguridad nuclear y protección radiológica y de la normativa que en esta materia se genere en los países con instalaciones de almacenamiento de diseño similar. En este último caso, se consideran relevantes los aspectos relacionados con las pruebas y ensayos que contribuyen a mejorar el conocimiento del comportamiento a largo plazo de los residuos radiactivos.

16.3. Experiencia operativa

16.3.1. Instalaciones nucleares

Desde el inicio de la operación de las CC.NN. españolas se han mantenido programas de revisión continua de la seguridad, con el objetivo de mantenerla al nivel requerido en las autorizaciones y mejorarla de acuerdo con los avances de la tecnología y los nuevos requerimientos normativos. El condicionado anexo al permiso de explotación de cada C.N. requiere que el titular analice su propia experiencia operativa y la aplicación a su instalación como consecuencia de los sucesos notificados por las demás centrales españolas, así como las principales experiencias comunicadas por la industria nuclear internacional, principalmente los suministradores de equipos y servicios de seguridad.

Cada central remite un informe anual de experiencia operativa propia y ajena, en el que se reflejan los resultados de esos análisis, para la evaluación del CSN. Asimismo, cada central presenta a la D.G. de Política Energética y Minas y al CSN en el primer trimestre de cada año natural un informe sobre las actividades del PLAGERR que incluya las actividades referentes a los residuos de muy baja actividad susceptibles de ser gestionados como residuos convencionales, residuos de baja y media actividad, y residuos de alta actividad, así como el combustible irradiado.

En el caso de la fábrica de elementos combustibles de Juzbado, el titular remitirá al CSN un informe anual sobre las actividades del PLAGERR que incluya las referentes a los residuos de muy baja actividad susceptibles de ser gestionados como residuos convencionales. Además de este aspecto, este informe incluye otros como: experiencia operativa que sea de aplicación a la instalación, describiendo las acciones adoptadas para mejorar el comportamiento de la misma o prevenir sucesos similares, medidas tomadas para adecuar la explotación de la fábrica a los nuevos requisitos nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica y a la normativa del país de origen de las dos fábricas de referencia.

16.3.2. Centro de almacenamiento de El Cabril

La Instalación dispone de un Reglamento de Funcionamiento para su explotación, en el que se recogen las principales actividades a realizar así como la organización prevista para llevar a cabo dichas actividades, con la asignación de funciones y el establecimiento de relaciones jerárquicas y funcionales.

También recoge el Reglamento las responsabilidades derivadas de requisitos legales de determinados puestos (supervisores, operadores, jefes de protección radiológica, salud laboral) y la definición de los Modos de Operación y los requerimientos de personal para cada uno.

La operación de la Instalación es responsabilidad de los supervisores y operadores con licencia concedida por el CSN, y se regula a través de unos procedimientos administrativos que fijan las funciones y responsabilidades de cada uno de los servicios en los que se dividen las actividades de la Instalación, así como sus relaciones y comunicaciones.

Otro de los documentos recogidos en la autorización de explotación de la instalación es el que recoge las Especificaciones de Funcionamiento. Este documento describe las condiciones generales de funcionamiento del centro de almacenamiento de El Cabril que deben ser seguidas en la operación de la instalación para asegurar el cumplimiento de los requisitos exigibles en materia de seguridad y protección radiológica. Parte de estas condiciones, la constituyen los valores límite, valores máximos o mínimos de determinados parámetros, referidos a la capacidad radiológica del almacenamiento, características de los residuos admisibles en la Instalación y admisibles para su incorporación a contenedores para formar unidades de almacenamiento, propiedades de estas unidades y condiciones impuestas a los vertidos de efluentes durante la fase de explotación. También se indican las acciones a tomar en aquellas circunstancias en las que se incumpliera algún valor o condición límite.

También incluye las condiciones de funcionamiento y los requisitos de vigilancia (revisiones, comprobaciones, calibraciones, etc.), a las que están sometidos los sistemas, equipos y componentes importantes para la seguridad y la protección radiológica.

Todas las actividades relacionadas con el tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento de los residuos se regulan a través de las denominadas Hojas de Operación. En ellas se indican las distintos Modos de operación que se van a realizar a lo largo de una jornada de trabajo, y en función de las mismas las necesidades de supervisores y operadores.

Cada una de las actividades individuales de tratamiento y acondicionamiento están descritas en unos documentos denominados Instrucciones de Operación (IOP), en los que se recogen todas las actividades alcance de la instrucción, condiciones iniciales y

durante la operación del sistema, límites y requisitos de operación, actuaciones ante anomalías, alarmas y modos de actuación, de cada uno de los sistemas de la Instalación, tanto relacionados con la gestión de los residuos como los sistemas auxiliares.

Estos documentos son realizados y revisados periódicamente, recogiendo la experiencia operativa así como las diferentes modificaciones que se vayan implementando en los diferentes sistemas. Estas actualizaciones son realizadas conjuntamente por las organizaciones responsables del diseño y de la operación.

Como complemento a las actividades de operación, en la Instalación se dispone de un Plan de mantenimiento y una organización que lo desarrolla. Este plan está articulado a través de unos procedimientos generales en los que se establecen la organización y las funciones y responsabilidades, unos procedimientos técnicos de desmontaje y reparación de equipos y maquinas y unas gamas de mantenimiento en las que se fijan por actividades concretas (engrases, inspección de juntas, etc.) las condiciones en que se tiene que hacer una determinada actividad de mantenimiento, las medidas de protección a tomar, la frecuencia de realización de dicha actividad, etc.

Todos estos trabajos están soportados por un sistema informático SGIM, que facilita y ordena las distintas actividades a realizar.

El mantenimiento de equipos está clasificado en tres tipos diferentes, preventivo, predictivo y correctivo, y está dividido en las tres especialidades principales de mantenimiento mecánico, eléctrico y de instrumentación y control.

De los datos obtenidos de la experiencia operativa y de mantenimiento, las organizaciones involucradas en el diseño de la Instalación y en estas actividades mantienen reuniones periódicas de donde se establecen los planes de mejora de la Instalación. Estas actividades están reguladas en un procedimiento denominado "Procedimiento de modificaciones de diseño", en el que se fijan cada uno de los aspectos involucrados en este proceso.

Las principales actividades recogidas en una modificación de diseño son, por una parte, la definición de la modificación solicitada, su justificación y descripción, a continuación se realiza un análisis preliminar de la posible solución a implementar y su incidencia en los documentos preceptivos, como, por ejemplo, si es requerido hacer una evaluación de seguridad por que suponga modificar criterios, normas y condiciones en los que se basa la Autorización de Explotación de la Instalación, y, por tanto, sea requerido la evaluación y aprobación de la citada modificación por parte del Organismo Regulador. A continuación se procede a preparar las diferentes especificaciones, cálculos, informes, etc. requeridos para la definición y el diseño de la modificación, conformando el paquete de cambio de diseño (PCD), con el que se pueden adquirir las diferentes estructuras, equipos o componentes requeridos en la modificación. Con la documentación aportada por los diferente suministradores y la edición "as built" de la documentación de proyecto, además de la revisión y actualización de los documentos de la Instalación, se finaliza el proceso de gestión de una modificación.

16.4. Disponibilidad de servicios de ingeniería y apoyo técnico

Basándonos en el RINR, el Reglamento de Funcionamiento, documento incluido en la solicitud de licencia de operación o renovación de la misma, contiene información referente a la relación de puestos de trabajo con responsabilidad nuclear, la organización y funciones del personal adscrito a la instalación, definiendo los programas básicos de formación y entrenamiento.

La organización de todas las CC.NN. es muy similar, existiendo una organización soporte, no ubicada en planta y que realiza funciones de apoyo, y el personal propiamente dicho de explotación que realiza funciones directamente relacionadas con actividades en planta. El tamaño de la organización soporte varía de una instalación a otra, ya que algunas centrales contratan a alguna entidad los trabajos de ingeniería, pero generalmente son responsables de actividades del tipo de análisis de normativa, licenciamiento, análisis de la experiencia operativa propia y de otras centrales nucleares, o control en la inspección en la fabricación de componentes nucleares. Esta organización soporte incluye en muchos casos secciones con responsabilidades referentes a la gestión del combustible y a los residuos radiactivos.

En el emplazamiento, el jefe de Explotación o jefe de la Instalación es el responsable de la operación y el mantenimiento de la instalación dentro de las condiciones establecidas en el permiso de explotación, teniendo a su cargo las unidades organizativas necesarias para realizar las actividades implícitas, entre ellas la gestión de residuos y efluentes, y las de apoyo técnico e ingeniería a la operación.

En el caso específico de la instalación de El Cabril, la organización de explotación se basa en distintas unidades organizativas dependientes de la Dirección del Centro, cuyo Director depende de la Dirección de Operaciones de ENRESA, según refleja el organigrama incluido en el [Anexo K.3](#) y con acuerdo a la estructura organizativa descrita en el [apartado 22.1](#) de la Sección F. Estas unidades son: Dirección Técnica (Servicio de Protección Física, Servicio de Protección Radiológica, Servicio de Mantenimiento, Servicio de Construcciones e Infraestructuras, Servicio de Acondicionamiento y Almacenamiento y Servicio de Laboratorios), Servicio de Comunicación Social, Servicio de Administración, Servicio de Salud Laboral y Área de Garantía de Calidad.

El personal de la instalación es seleccionado atendiendo a criterios de aptitud, nivel de formación, titulación y experiencia, según los requisitos aplicables a cada puesto, está en posesión de los títulos o licencias establecidos por la legislación vigente y es sometido a un programa de formación apropiado a cada puesto de acuerdo a las funciones que le son encomendadas. Cumpliendo con la legislación vigente, la instalación cuenta con personal que dispone de las licencias de Jefe de Servicio de Protección contra las Radiaciones, de Supervisores y Operadores, concedidas por el CSN, además de un servicio médico con autorización para realizar el seguimiento del personal profesionalmente expuesto a radiaciones ionizantes.

Dependiendo de las funciones que están asignadas a cada puesto, anualmente se elabora un programa de formación, contando con la colaboración de los jefes de Servicio. Esta formación busca el mantenimiento de unos conocimientos básicos en temas que afectan a la Protección Radiológica, Emergencias y Lucha Contra incendios. Se distinguen cuatro categorías: Formación procedimentada, y por tanto obligatoria, Formación del personal con licencia, Formación específica del puesto de trabajo, Formación genérica.

A su vez, desde la sede central de la Empresa, a través del Departamento de Ingeniería de RBMA de la Dirección de Operaciones, se presta apoyo técnico general a la instalación. Es responsabilidad de este Departamento dirigir los proyectos en el área de los RBMA, incluyendo los procesos de ingeniería, aprovisionamiento, construcción, montaje y pruebas de instalaciones y equipos de tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento. Además el Departamento de Seguridad y Licenciamiento es responsable de dirigir los estudios de seguridad y de impacto ambiental así como de establecer el sistema general de protección radiológica y los planes de emergencia de las instalaciones.

El Departamento de Ingeniería de RBMA contrata los servicios de ingeniería de apoyo a la operación del centro. La Ingeniería de Proyecto es, en general, la responsable de la realización y revisión tanto del diseño como de la validez técnica de las modificaciones, según los requisitos establecidos por el Jefe de Proyecto de ENRESA.

16.5. Procedimientos para la caracterización y segregación de residuos

La gestión de RBMA en España se basa en la instalación de El Cabril, cuyo primer permiso de explotación de octubre de 1992 establece que los criterios de aceptación de residuos en la instalación deben ser aprobados por las autoridades reguladoras, conteniendo el documento, como mínimo, los criterios generales, los criterios técnicos específicos para los residuos de operación de instalaciones nucleares, para los residuos procedentes de II.RR. y, en general, para los que se generen o traten en el propio centro. De acuerdo con los sucesivos permisos de explotación de la instalación de El Cabril, ENRESA esta autorizada para almacenar en las celdas de las plataformas RBMA acondicionados siempre que cumplan con los criterios de aceptación establecidos para su almacenamiento definitivo. También está autorizada a realizar las pruebas y ensayos necesarios a RBMA destinadas a su caracterización y aceptación.

Los contratos entre ENRESA y los productores de residuos recogen los criterios de aceptación que han de cumplir sus residuos para ser retirados por ENRESA para su gestión en las instalaciones de El Cabril. Es decir, fija las responsabilidades del productor, diferenciando entre las II.RR. y nucleares.

Para las II.RR., que de acuerdo con el RINR son aquellas instalaciones que contengan una fuente de radiación ionizante, aparatos productores de radiación ionizantes que funcionen a una diferencia de potencial superior a 5kV, o donde se produzcan, utilicen, posean, traten, manipulen o almacenen materiales radiactivos, el pequeño productor debe solicitar la retirada de sus residuos en base al acuerdo existente (contrato-tipo en vigor, aprobado por la D.G. de Política Energética y Minas), optimizar el volumen (segregación en origen), realizar una estimación de la actividad y facilitar la posterior gestión adecuando la forma de presentación de los residuos al tratamiento previsto. Estos residuos serán acondicionados en la instalación de El Cabril.

ENRESA apoya a estos productores en su tarea de segregación, organizando cursos de formación y entrenamiento, y suministrándoles los recipientes de almacenaje para cada corriente de residuos radiactivos. Antes de la retirada, ENRESA hace una comprobación específica del cumplimiento de los criterios de aceptación.

En el caso de las instalaciones nucleares, los productores han de solicitar la aceptación de los bultos, aportando la información requerida sobre el residuo, su modo de acondicionamiento, su actividad y sobre las características de los materiales auxiliares.

Los procedimientos de operación y de gestión de residuos de las CC.NN. recogen, por un lado, los métodos usualmente aplicados para la minimización de la producción de residuos, según se menciona en el [apartado 16.1.1.](#) con las medidas adoptadas para la correcta segregación, y, por otro, los criterios de aceptación a cumplir por los bultos para ser almacenados en el centro de almacenamiento de El Cabril. ENRESA ha implantado un Sistema de inspecciones, controles de producción y ensayos de verificación que garantiza que los bultos de residuos admitidos en la instalación de El Cabril están de acuerdo con los criterios de aceptación, para lo cual aplica a los distintos bultos tipo

generados en las CC.NN. una metodología y criterios de calidad previamente autorizados por las autoridades reguladoras.

La metodología de aceptación de RBMA producidos por las instalaciones nucleares se basa en la preparación de documentación de aceptación específica para cada tipo de bulto y productor, con la descripción de sus características físicas y químicas, la determinación de la actividad de los principales emisores beta-gamma y actividad alfa y los procesos de producción del bulto, metodología de acondicionamiento y ensayos realizados, características de los materiales auxiliares (bidón, cemento, etc...). El cumplimiento de los criterios de aceptación será objeto de comprobación específica por parte de ENRESA realizando los ensayos oportunos para verificar el cumplimiento.

En el caso de la producción de bultos posterior a la aprobación de los criterios de aceptación para su disposición en El Cabril, ENRESA desarrolla un conjunto de ensayos y medidas, previas a su acondicionamiento en las instalaciones de la instalación nuclear, tendentes a determinar las propiedades y características del bulto-tipo en lo relativo a resistencia mecánica, ausencia de líquido libre, etc., comprobar la representatividad de estos resultados con los previos obtenidos por el productor, y el cumplimiento de ambos con los criterios de aceptación vigentes, y determinar la concentración de actividad en el bulto. Estos ensayos se suman a los controles de producción y, posteriormente, a los ensayos de verificación técnica realizados en el laboratorio de la instalación de El Cabril.

Por último, indicar que la gestión de los residuos en el centro de almacenamiento de El Cabril está diseñada para permitir la identificación, seguimiento y control de todos los bultos de residuos en la instalación y mantener actualizado el inventario de la actividad almacenada en las celdas de forma que puede ser contrastada en todo momento con la capacidad máxima radiológica (inventario de referencia).

16.6. Notificación de incidentes

Las instalaciones nucleares, en cumplimiento del RINR, tienen fijado un Plan de Emergencia Interior, en el que se desarrollan las medidas previstas por el titular y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente, con objeto de mitigar sus consecuencias, proteger al personal de la instalación y notificar su ocurrencia de forma inmediata a los órganos competentes, incluyendo la evaluación inicial de las circunstancias y consecuencias de la situación.

Este Reglamento establece que el titular de una autorización, tanto para instalaciones nucleares como radiactivas, está obligado a presentar en la D.G. de Política Energética y Minas y en el CSN informes sobre cualquier suceso que suponga una alteración en el funcionamiento normal de la instalación o que pueda afectar a la seguridad nuclear o la protección radiológica.

Además, el CSN ha establecido una Guía de Seguridad GSG-01.06 "Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación" que define dos tipos de sucesos: sucesos anormales (situación de accidente) y otros. Más información sobre la notificación de incidentes en las CC.NN. españolas viene recogida en el Informe Nacional de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

En el caso de El Cabril, la instalación dispone del "Plan de Emergencia Interior" reglamentario. Las situaciones de emergencia se clasifican en tres categorías, no contem-

plando ninguna de ellas la liberación de material radiactivo en cantidad tal que sea necesario adoptar medidas de protección en el exterior del emplazamiento. No se define, por tanto, un nivel de Emergencia de gravedad superior al de Emergencia en el Emplazamiento.

Adicionalmente a la organización en condiciones normales, el Plan de Emergencia Interior recoge las actividades y la organización para la operación de la Instalación en situaciones de Emergencia que requieran una actuación fuera de actividades normales que se desarrollan en la misma. La base de la Organización de Emergencia es la propia organización de explotación, aunque se han establecido los mecanismos necesarios para garantizar la localización de una de estas personas en todo momento según un procedimiento interno. En todos los casos se prevé la comunicación con el CSN.

16.7. Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo expuesto en los apartados anteriores, se puede concluir que la legislación española asegura de manera razonable la adopción de las medidas por parte del titular de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos existentes en España para el cumplimiento del condicionado del artículo 16 de la Convención.

La reglamentación española requiere por parte del titular la elaboración y presentación de una serie de documentos, junto con la solicitud de la autorización de explotación de una instalación nuclear, que contienen un completo análisis de seguridad y la ejecución de un programa de pruebas nucleares que se realizan bajo la supervisión del CSN y del MINECO. Además, como anexo a la autorización se adjuntan los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica fijados por el CSN que el titular ha de cumplir durante el periodo de operación.

Según se recoge en la reglamentación española, el titular de la instalación nuclear ha de presentar para la obtención del permiso de operación un estudio sobre las previsiones de desmantelamiento y clausura. Por otro lado, también se establece la obligación del titular a analizar la aplicabilidad de nuevas tecnologías o nuevos requisitos nacionales así como de la normativa sobre seguridad nuclear y protección radiológica que se genere en los países con instalaciones de diseño similar.

Artículo 17. Medidas institucionales después del cierre

17.1. Custodia documental

Según el Real Decreto 1522/1984 de creación de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA), corresponde a la misma empresa pública el mantenimiento, de una forma permanentemente, del archivo del inventario de residuos depositados en las instalaciones de almacenamiento o de depósito de residuos radiactivos. Esta custodia le corresponde incluso en el caso de que se haya procedido a la clausura o cierre de dicha instalación (art. 6).

17.2. Período de cumplimiento tras la clausura o cierre de dichos almacenamientos

El RINR establece el esquema regulador de referencia para el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas y equipara, a efectos de su regulación y control, las instalaciones nucleares con las II.RR. de primera categoría del ciclo del combustible nuclear (art. 37).

En España, todas las instalaciones de almacenamiento o depósitos de materiales residuales que ya han sido acondicionados y sellados pertenecen a la primera parte del ciclo de combustible nuclear (estériles de minería y estériles de proceso de antiguas fábricas de concentrados de uranio). Estos almacenamientos o depósitos se encuentran actualmente en el denominado período de cumplimiento, a la espera de la declaración de clausura de la instalación. Ver [Anexo I](#) de la Sección L.

El mencionado reglamento establece que el proceso de desmantelamiento de estas instalaciones deberá terminar con una declaración de clausura, que liberará al titular de su responsabilidad como explotador de las mismas (art. 12 f).

El período de cumplimiento es un período temporal previo a la declaración de clausura, establecido por la Administración a fin de verificar, a corto plazo, la idoneidad del acondicionamiento efectuado con los residuos almacenados y el mantenimiento estructural y funcional de las barreras de ingeniería implementadas. Durante este período de cumplimiento, la instalación sigue estando bajo la responsabilidad de su titular y sometida al control regulador habitual.

17.3. Previsión de futuros controles institucionales

Los controles institucionales que, previsiblemente se impongan para restringir el uso del emplazamiento tras la clausura o cierre de los depósitos o almacenamientos de residuos radiactivos, deberán aparecer contemplados en la declaración de clausura que se conceda, de acuerdo a lo especificado en el RINR (art. 12 f).

En la declaración de clausura del almacenamiento o depósito deberán aparecer definidas las limitaciones de uso que sean aplicables al emplazamiento así como la designación de la entidad u organismo responsable de mantenerlas y vigilar su cumplimiento (art. 12 f).

El artículo 2 del Real Decreto 1522/1984 de creación de ENRESA, establece en su apartado g) como otra de sus funciones la de asegurar la gestión a largo plazo de toda instalación que sirva como almacenamiento de residuos.

El artículo 2 de la Ley 15/1980 de creación del CSN, según redacción establecida en la disposición adicional primera de la Ley 14/99, en su apartado g), atribuye a éste la función de controlar y vigilar la calidad radiológica del medio ambiente de todo el territorio nacional, en cumplimiento de las obligaciones internacionales del Estado español en la materia, y sin perjuicio de la competencia que las distintas administraciones públicas tengan atribuidas.

Los controles institucionales, que deberán ser especificados en las declaraciones de clausura que se concedan en el futuro, no se encuentran aún definidos desde el punto de vista de los organismos que serán titulares de las responsabilidades de control a largo plazo. Es previsible que se asignen responsabilidades compartidas atendiendo a los

diversos objetivos de control institucional que se impongan (protección física, depósito del registro documental, etc.)

17.4. Previsiones de posibles intervenciones de remedio

Las posibles intervenciones de remedio en almacenamientos o depósitos de residuos radiactivos clausurados o cerrados deberán estar previstas en las declaraciones de clausura que se concedan. Por las razones expuestas anteriormente, parece previsible que la realización práctica de dichas medidas o acciones de remedio sean asignadas en las declaraciones de clausura a las entidades u organizaciones a las que se les responsabilice del control a largo plazo.

17.5. Valoración del cumplimiento

En la actualidad no se ha procedido a clausurar o cerrar ninguna instalación de gestión de desechos radiactivos. No obstante se están tomando las medidas adecuadas para que en el momento en que se produzca el cierre definitivo de estas instalaciones se pueda cumplir en su integridad lo contemplado en el artículo 17.

Sección I

Movimientos transfronterizos

Artículo 27. Movimientos transfronterizos

27.1. Desarrollo normativo

En España los movimientos transfronterizos de residuos radiactivos están regulados por el Real Decreto 2088/1994, de 20 de octubre, por el que se dictan las disposiciones de aplicación de la Directiva del Consejo de las Comunidades Europeas 92/3/EURATOM, relativa a la vigilancia y control de los traslados de residuos radiactivos entre Estados miembros o procedentes o con destino al exterior de la Comunidad, Real Decreto que constituye la transposición de la citada Directiva.

Tanto el Real Decreto como la Directiva establecen los requisitos del punto 1 de este artículo, referidos a los casos en que España sea Estado de origen o destino de estos residuos, así como el retorno cuando un movimiento no se lleve o no pueda llevarse a cabo, con excepción de los movimientos de exportación de la Comunidad. Para este caso, se encuentra en fase de estudio en el ámbito de la Comisión Europea una enmienda de la Directiva, para exigir la notificación y consentimiento previos del Estado de destino de los residuos.

En lo que respecta a los transportes de residuos radiactivos y combustible gastado, que evidentemente tienen lugar en todos los casos en que España sea Estado de origen, destino o tránsito, España ha incluido en su normativa interna la de ámbito internacional relativa al transporte de mercancías peligrosas por carretera, ferrocarril, vía marítima y vía aérea. Esta normativa es:

- ✓ Acuerdo Europeo sobre Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR).
- ✓ Reglamento relativo al Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Ferrocarril (RID).
- ✓ Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (Código IMDG).
- ✓ Instrucciones Técnicas para el Transporte sin Riesgos de Mercancías Peligrosas por Vía Aérea.

La reglamentación vigente en España aplicable al transporte se adapta plenamente a la edición vigente del Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del Organismo Internacional de Energía Atómica, TS-R-1 (ST-1, revisada).

La regulación sobre el transporte de materiales radiactivos tiene por objeto:

- ✓ Impedir la dispersión del material y su posible incorporación por las personas que estén en las inmediaciones.
- ✓ Prevenir el riesgo de las radiaciones emitidas por dicho material.
- ✓ Evitar daños derivados del calor emitido por ciertos bultos de transporte.
- ✓ Evitar la posibilidad de una reacción en cadena (criticidad) cuando se transportan sustancias fisiónables.

Para ello, se toman una serie de medidas:

- ✓ Se asegura que la contención del material es la más adecuada para evitar su dispersión; con este fin se tiene en cuenta la resistencia mecánica del embalaje y la naturaleza y actividad del material transportado.
- ✓ Se controla el nivel de radiación externa utilizando materiales de blindaje en los bultos y advirtiendo de los niveles de radiación en su exterior mediante la correspondiente etiqueta de señalización.
- ✓ Se evitan los daños producidos por el calor a través del diseño del embalaje y de las condiciones de estiba de los bultos.
- ✓ Se impide la criticidad mediante un adecuado diseño de los embalajes y con la limitación del contenido de cada bulto y del número de estos por envío.

Los movimientos transfronterizos de combustible gastado, en su caso, se relacionarían básicamente con el reproceso de combustible. Dado que en este momento la estrategia nacional en materia de gestión del combustible gastado no contempla en principio el reproceso, ni en España se dispone de instalaciones de reproceso, no están previstos movimientos transfronterizos de combustible gastado.

En los transportes de combustible gastado, tal como se indica antes, aplica la citada normativa de transporte de mercancías peligrosas. En el documento administrativo del Organismo regulador que conceda la autorización de transporte de acuerdo con dicha normativa, en el caso de que España sea Estado de origen, se requerirá la notificación y consentimiento previos del Estado de destino y se exigirá la acreditación de que dicho Estado dispone de la capacidad administrativa y técnica, así como de la estructura regulatoria necesarias para la adecuada gestión de dicho combustible. Asimismo, en caso que un movimiento no se lleve o no pueda llevarse a cabo España permitirá la readmisión en su territorio.

Además de lo señalado anteriormente, en España se ha aprobado el contenedor ENSA-DPT para doble uso como bulto de transporte y almacenamiento de combustible gastado. Una de las condiciones impuestas a dicha aprobación establece que los transportes que se efectúen en territorio español utilizando este contenedor requerirán el trámite de aprobación de transporte por parte del Organismo regulador.

En relación con el punto 2 de este artículo, que determina que España no otorgará licencia de expedición de combustible gastado o residuos radiactivos a un lugar de destino al sur de los 60 grados de latitud Sur para su almacenamiento o disposición final, tal requisito está contemplado por lo que respecta a los residuos radiactivos en el Real Decreto y en la Directiva. En el caso del combustible gastado, si se pretendiera su almacenamiento o disposición final, de acuerdo con la Convención pasaría a tener la consideración de residuo radiactivo.

27.2. Experiencia en España

La experiencia española en relación con los movimientos transfronterizos, ha consistido únicamente en traslados de residuos radiactivos de media y baja actividad. En concreto:

Como país de origen:

- ✓ Residuos radiactivos a incinerar para su reducción de volumen.

Como país de destino:

- ✓ Residuos radiactivos procedentes de la fundición de bastidores de piscinas de combustible gastado.
- ✓ Residuos de incineración.
- ✓ Residuos procedentes de la descontaminación de bombas de refrigerante del reactor de centrales nucleares españolas.

En los procesos de control ejercidos no se han detectado desviaciones en los transportes y no ha ocurrido incidente alguno en su ejecución.

27.3. Valoración del cumplimiento

En lo que respecta a los movimientos transfronterizos de residuos radiactivos, tanto la normativa española referida a traslados internacionales como a transportes, así como la práctica, cubren lo requerido en el artículo.

Respecto a los movimientos transfronterizos de combustible gastado, actividad que no se efectúa en este momento en España, la normativa de transporte de mercancías peligrosas y la preceptiva autorización de transporte de combustible gastado en el modelo español de contenedor, facultan la ejecución del cumplimiento de los requisitos impuestos en el artículo.

Sección J

Fuentes selladas en desuso

Artículo 28. Fuentes selladas en desuso

28.1. Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final se efectúe de manera segura

La Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear establece en su artículo 31 que los materiales radiactivos no podrán ser utilizados ni almacenados dentro del territorio nacional por personas que no estén autorizadas expresamente para ello, e indica que los mismos requisitos se exigirán para su transferencia o reventa.

Ese requisito legal se desarrolla en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR). En su artículo 36 esta norma establece que las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales requerirán una autorización de funcionamiento, una declaración de clausura y, en su caso, una autorización de modificación y de cambio de titularidad.

En el artículo 34 del citado reglamento se establece que serán instalaciones radiactivas las instalaciones de cualquier clase que contengan una fuente de radiación ionizante, así como los locales, laboratorios, fábricas e instalaciones donde se produzcan, utilicen, posean, traten manipulen o almacenen materiales radiactivos. El artículo 35 del RINR establece que no tendrán la consideración de instalación radiactiva aquellas instalaciones que cumplan determinadas condiciones que se describen en el mismo, entre las que se definen niveles de exención en función de la actividad isotópica y de la actividad isotópica por unidad de masa.

Asimismo, el RINR establece las condiciones para eximir de la consideración como instalación radiactiva de determinados aparatos (productos de consumo) que incorporan sustancias radiactivas o son generadores de radiaciones ionizantes. Para este caso, el Reglamento establece un sistema de aprobación de tipos de aparatos radiactivos por el Ministerio de Economía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en la que se establecerán las condiciones para su eliminación.

Estos requisitos son aplicables con independencia de que las fuentes o materiales radiactivos sean nuevos o se encuentren agotados o fuera de uso.

Así pues la posesión o reelaboración de cualquier fuente o material radiactivo requiere en España la obtención de una autorización administrativa. En el proceso de licenciamiento que el titular debe seguir para obtener esa autorización, es necesario que el CSN emita un informe preceptivo sobre seguridad y protección radiológica, tras verifi-

car que el titular realizará todas las operaciones cumpliendo las normas y requisitos de seguridad y protección radiológica aplicables. Las correspondientes autorizaciones, que emiten los órganos competentes, van acompañadas de límites y condiciones aplicables en materia de seguridad y protección radiológica.

En cuanto a la disposición final de las fuentes radiactivas en desuso, las disposiciones que se adoptan en España son diversas en función de las diferentes situaciones que pueden presentarse.

Cuando se trata de fuentes radiactivas para las que el titular ha obtenido una autorización como instalación radiactiva, facultándole para su posesión y uso, en los límites y condiciones de seguridad y protección radiológica que acompañan a dicha autorización, se establece la obligación del titular de devolver las fuentes radiactivas fuera de uso al suministrador de las mismas, o en su defecto, su gestión a través de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA).

En España no existen instalaciones para la fabricación o producción de fuentes radiactivas selladas, por tanto, todas las fuentes son importadas de otros países. La importación de fuentes radiactivas está también sometida a un régimen de autorización de acuerdo con lo establecido en el artículo 74 del RINR. Cuando la entidad que va a realizar la importación de fuentes radiactivas dispone de autorización como instalación radiactiva, ésta le faculta también para la importación de las fuentes radiactivas (autorización única). En los límites y condiciones que acompañan a estas autorizaciones, se establece la obligación de que todas las entidades que realicen actividades de importación de fuentes radiactivas desde otros países, establezcan acuerdos con los suministradores extranjeros para la devolución de las mismas a su país de origen al final de su vida útil.

Existen situaciones en las que el titular de una autorización para la posesión y uso de fuentes radiactivas no puede devolver las mismas al final de su vida útil al suministrador (por ejemplo debido a que este haya cesado en su actividad). En estos casos, los límites y condiciones de las autorizaciones establecen que el titular debe dirigirse a ENRESA para que esta proceda a su retirada y gestión como residuo radiactivo. En este caso es ENRESA quien, en base a la normativa que regula su actividad, es responsable de la gestión de las fuentes radiactivas y de dar un destino final a las mismas acorde con la reglamentación aplicable, depositándolas en la instalación de almacenamiento de residuos de media y baja actividad que tiene autorizada en Sierra Albarrana (El Cabil) o adoptando las medidas apropiadas para su gestión final.

Cuando se trata de fuentes radiactivas en desuso que se encuentran fuera del sistema de control regulador (fuentes antiguas o fuentes huérfanas), es decir que no existe un titular autorizado para su posesión, se contemplan asimismo las dos posibilidades mencionadas. Si es posible identificar al suministrador de las fuentes, la persona que se encuentra en posesión de la misma realiza las gestiones necesarias para que proceda a su retirada; en caso de que esto no resulte factible, el poseedor de la fuente establece contacto con ENRESA. La retirada por ENRESA de las fuentes en desuso no autorizadas requieren de una autorización específica de transferencia emitida por el Ministerio de Economía, con el informe previo del CSN.

Un caso especial dentro del conjunto de las fuentes huérfanas es el aquellas que se detectan en las instalaciones de procesado o recuperación de chatarras metálicas. Las actuaciones para la gestión segura de estas están previstas en un Protocolo suscrito entre las compañías del sector, el MINECO, el CSN, ENRESA y las organizaciones sindicales. Dicho protocolo establece la obligación del titular de la industria en la que se de-

tecta la fuente de establecer sistemas técnicos y administrativos para aislar la fuente, identificar el isótopo radiactivo y su actividad y mantenerla en situación segura hasta su retirada. En este Protocolo se establece que cuando la fuente radiactiva sea de procedencia nacional será gestionada como residuo radiactivo por ENRESA, que asumirá los costes. En los demás casos, las fuentes serán devueltas al suministrador de la chatarra y si esto no resultara factible serán transferidas a ENRESA para su gestión como residuos radiactivos, en cuyo caso los costes derivados serán por cuenta de las empresas, sin perjuicio de que, en su caso, estas los puedan repercutir al suministrador o expedidor de la chatarra.

La posesión, utilización, transferencia y disposición final de las fuentes radiactivas en condiciones de seguridad en todos los casos mencionados en los párrafos precedentes, queda garantizada ya que las diferentes entidades que participan en esos procesos están obligadas a cumplir con lo dispuesto en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. Esta norma española incluye requisitos sobre seguridad y protección radiológica equivalentes a los recogidos en las Normas Internacionales sobre Protección Radiológica y sobre Seguridad de las Fuentes de Radiación, del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), y en la Directiva 96/29/EURATOM, de la Unión Europea.

28.2. Readmisión en territorio español de fuentes selladas en desuso

Como ya se ha mencionado anteriormente, en España actualmente no existen instalaciones para la fabricación o producción de fuentes radiactivas selladas. No obstante en la normativa española no existe ninguna disposición alguna que impida la readmisión de fuentes radiactivas exportadas por fabricantes españoles.

La autorización a titulares españoles para la importación de fuentes radiactivas selladas desde otros países requiere que éstos cumplan con las previsiones de este artículo, admitiendo la devolución de las fuentes fuera de uso a suministradores o fabricantes autorizados en su territorio nacional.

28.3. Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo que se expone en los apartados precedentes, las disposiciones legales y reglamentarias en España aseguran un adecuado control de las fuentes selladas, tanto en su utilización durante su vida útil en las instalaciones radiactivas, como en su disposición final cuando entran en desuso.

Asimismo, aunque en España no se fabrican o producen en la actualidad fuentes radiactivas, las disposiciones legales y reglamentarias vigentes no impiden la readmisión de fuentes radiactivas que pudieran ser exportadas por fabricantes españoles.

Sección K

Actividades planificadas
para mejorar la seguridad

A lo largo de este Primer Informe Nacional se ha expuesto la situación en España de la gestión de combustible gastado y los residuos radiactivos en el contexto de los requisitos de seguridad contemplados en la Convención Conjunta. A la vista de la información proporcionada en relación con cada artículo y su valoración correspondiente, se puede afirmar de un modo general que el sistema español cumple con los requisitos de la Convención.

No obstante, siendo conscientes de que la propia naturaleza de la gestión segura de los residuos radiactivos y del combustible gastado, en particular para el largo plazo, tiene una dimensión diferente, se han puesto en marcha algunas iniciativas con el objeto de desarrollar y completar el marco legal y reglamentario, teniendo en cuenta el consenso internacional en la materia. A continuación se señalan aquellas áreas de mejora en las cuales se está trabajando en la actualidad.

K.1. Plan para el desarrollo normativo en relación con la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad

Como ya ha sido expuesto en la [Sección H](#) de este informe nacional, la legislación nuclear española y los reglamentos que la desarrollan, carecen actualmente de disposiciones relativas específicas al riesgo radiológico a largo plazo y no están desarrollados los campos normativos relativos a los principios y criterios de seguridad que deben cumplir las instalaciones de gestión de residuos en escalas temporales distintas a los periodos de operación normal. Estos criterios, no obstante, han sido desarrollados y tenidos en cuenta de un modo específico durante el licenciamiento de las instalaciones existentes cuando ha sido necesario.

Al final del año 2001, se inició en el CSN la elaboración de un Plan para el desarrollo del marco normativo español en materia de seguridad en la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad.

El objetivo inicial de este Plan es analizar la normativa española en la materia e identificar las carencias específicas existentes, tomando como base el desarrollo y los resultados del programa RADWASS del Organismo Internacional de Energía Atómica.

A esta primera etapa de análisis e identificación, seguirá la formulación de propuestas sobre los conceptos y aspectos concretos que se considere deban ser objeto de tratamiento normativo y sobre la determinación de los instrumentos jurídicos de soporte más adecuados.

En el anteriormente mencionado Plan, están involucrados además del CSN, el MINECO y ENRESA.

K.2. Plan para el desarrollo normativo en relación con la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos de alta actividad

Como ya se ha expuesto en la [Sección G](#) y [H](#) de este informe, la legislación nuclear española carece en la actualidad de procedimientos administrativos que regulen el proceso de designación de emplazamientos candidatos para albergar instalaciones de almacenamiento para combustible gastado y residuos de alta actividad. Del mismo modo, el marco legal existente carece de una normativa específica en relación con el almacenamiento definitivo de este tipo de residuos y, en particular, de disposiciones explícitas sobre el riesgo a largo plazo y las implicaciones de las necesidades de vigilancia y control institucional para evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras, tal como se requiere en los artículos 4 y 11 de la Convención.

En este sentido, se está analizando el modo más conveniente de acometer tales carencias. Cabe señalar, no obstante, que dichas carencias no comprometen en ningún caso la seguridad de las instalaciones actualmente existentes, tal como se refleja en las citadas [secciones G](#) y [H](#).

K.3. Desarrollo e implantación de los planes de gestión de residuos radiactivos en las instalaciones productoras

El Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, en lo relativo a la documentación a presentar por los titulares de las instalaciones nucleares para solicitar la autorización de explotación, establece que éstos deben presentar un Plan de Gestión de Residuos Radiactivos (PLAGERR) que incorpore, en su caso, los contratos establecidos con empresas gestoras e incluya, entre otros conceptos, un sistema para su posible desclasificación. Asimismo, el Reglamento, en lo relativo a la documentación a presentar en la solicitud de autorización de desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares establece que se debe incluir un PLAGERR que contenga su inventario, caracterización, tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento previsto, así como los criterios adoptados para la desclasificación de materiales. Los requisitos de estos artículos aplican también a las instalaciones radiactivas del ciclo del combustible.

Como se ha indicado en la [Sección H](#), el CSN está impulsando nuevos desarrollos para este documento preceptivo de manera que contribuyan a una reflexión global sobre la gestión de todos los residuos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos. Así, con el objetivo de analizar el contenido y el alcance más conveniente de los Planes de Gestión de

Residuos, se creó en 2001 un grupo de trabajo compuesto por representantes de CSN, UNESA, ENRESA y ENUSA.

Como consecuencia de las actuaciones del grupo de trabajo, se está elaborando un documento conjunto que establece:

- ✓ El alcance y contenido detallado del PLAGERR
- ✓ El alcance y contenido de los estudios soportes necesarios para su elaboración.
- ✓ La información periódica a presentar al CSN sobre las actividades del Plan.

El PLAGERR tiene por objetivo recoger los criterios e instrucciones que aseguren que la gestión de los residuos radiactivos que se generan en estas instalaciones sea segura y optimizada considerando los avances de la normativa y de la tecnología y teniendo en cuenta:

- ✓ La situación existente en cuanto a producción, gestión, y en su caso, evacuación de los residuos.
- ✓ La identificación de los orígenes de los residuos
- ✓ El estudio de las alternativas de los sistemas y procesos de gestión y de las mejoras en los mismos.
- ✓ La justificación de la idoneidad de la gestión actual o de la necesidad de implantar mejoras.
- ✓ La planificación de los estudios para la implantación de las mejoras identificadas.

Una vez desarrollado de la forma indicada, el PLAGERR se constituirá en el documento de referencia para la gestión de los residuos generados en las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible, tanto en explotación como en fase de desmantelamiento y clausura. En particular, deberá contener la información necesaria para permitir un análisis de la gestión de los residuos radiactivos en la instalación y servirá para garantizar que no haya residuos radiactivos que sean eliminados por vía convencional, ya que el PLAGERR aplica a la gestión de los residuos radiactivos cualquiera que sea su nivel de radiactividad, así como a los materiales residuales con contenido radiactivo susceptibles de ser desclasificados.

Este documento se inscribe en el objetivo de la mejora de la gestión de los residuos producidos en cada instalación. En particular, el titular de la instalación deberá mantener actualizado el inventario de sus residuos, minimizar su producción, reciclar y valorizar los residuos producidos en la medida en que esto sea técnica y económicamente posible y acondicionar los materiales residuales finales para evacuarlos, sirviendo también para garantizar que no haya residuos radiactivos que sean eliminados por una vía convencional.

El PLAGERR de una instalación considerará el conjunto de los riesgos, tanto radiológicos como de otro tipo, asociados a los residuos radiactivos, para definir soluciones globales.

Del mismo modo, como se ha indicado en la [Sección G](#), el CSN está requiriendo acciones adicionales a las centrales nucleares para que incluyan en este Plan las medidas tomadas para la minimización de la generación de residuos secundarios como resultado de la gestión del combustible gastado y para garantizar la interdependencia entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad desde su generación.

Las previsiones existentes indican que a finales del año 2003 se habrán elaborado los nuevos Planes de Gestión de Residuos de todas las instalaciones nucleares españolas y que su implantación definitiva deberá producirse durante el año 2004.

K.4.

Actuaciones para mejorar la capacidad general de respuesta a emergencias nucleares

Como se indica en la [Sección F](#), existen actualmente algunas actuaciones en curso y previstas con el objeto de mejorar la capacidad general de respuesta a emergencias nucleares en España. Algunas de estas actuaciones se refieren a las siguientes materias:

- ✓ Revisión del Plan Básico de Emergencia Nuclear para introducir los nuevos criterios radiológicos definidos a nivel internacional, entre ellos la filosofía de niveles de intervención basados en las dosis evitadas. Además, está previsto incorporar una nueva estructuración de la Administración nacional que fue definida en la Ley 6/1997 sobre Organización y Funcionamiento de la Administración General del Estado.
- ✓ Mejora y actualización de medios y capacidades de los Planes de Emergencia Provinciales. Periódicamente se revisan los medios disponibles y se editan nuevas relaciones de carencias para su consideración en las asignaciones presupuestarias pertinentes.
- ✓ Incorporación de nuevos sistemas de ayuda a la toma de decisiones. Se está gestionando la incorporación del sistema RODOS en las instalaciones de la SALEM del CSN.
- ✓ Mejora de los aspectos de aplicación de los planes y procedimientos de información a la población.
- ✓ Establecimiento de guías genéricas para el desarrollo de las actuaciones correspondientes a la fase de recuperación. Como punto de partida, existen estudios técnicos previos sobre el tema realizados por ENRESA, entre los que destaca un inventario nacional de medios aplicables a esta fase de la emergencia.

Sección L

Anexos

Anexo A

Lista de instalaciones de gestión de combustible gastado

Nombre de la Instalación	Ubicación (Provincia)	Tipo de Almacenamiento	Características de la Instalación
C.N. Almaraz I	Cáceres	Piscina	Parte integrante de la C.N.
C.N. Almaraz II	Cáceres	Piscina	Parte integrante de la C.N.
C.N. Vandellós II	Tarragona	Piscina	Parte integrante de la C.N.
C.N. Ascó I	Tarragona	Piscina	Parte integrante de la C.N.
C.N. Ascó II	Tarragona	Piscina	Parte integrante de la C.N.
C.N. Cofrentes	Valencia	Piscina	Parte integrante de la C.N.
C.N. Sta. M. Garoña	Burgos	Piscina	Parte integrante de la C.N.
C.N. José Cabrera	Guadalajara	Piscina	Parte integrante de la C.N.
C.N. Trillo	Guadalajara	Piscina	Parte integrante de la C.N.
		En Seco	Instalación adicional de la C.N. de nueva construcción

Anexo B

Lista de instalaciones de gestión de residuos radiactivos

Nombre de la Instalación	Ubicación (Provincia)	Principal Propósito	Otras Características
C.N. Almaraz I	Cáceres	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones para la gestión de los residuos de operación de las centrales nucleares.
C.N. Almaraz II	Cáceres	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
C.N. Vandellós II	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
C.N. Ascó I	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
C.N. Ascó II	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
C.N. Cofrentes	Valencia	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
C.N. Sta. M. Garoña	Burgos	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
C.N. José Cabrera	Guadalajara	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
C.N. Trillo	Guadalajara	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Fábrica de Juzbado	Salamanca	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones para gestionar los residuos tecnológicos de operación de la planta
Ciemat	Madrid	Acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones dentro del Centro nuclear de Investigación
Centro de El Cabril	Córdoba	Almacenamiento temporal	3 Módulos hormigón + Edificio Recepción Transitoria
		Disposición final	28 celdas hormigón armado cerca de superficie

Anexo C

Lista de instalaciones nucleares en proceso de clausura y desmantelamiento

Nombre de la Instalación	Ubicación (Provincia)	Situación Actual (31/12/2002)	Hitos de la Clausura y el Desmantelamiento
C.N. Vandellós I	Tarragona	Actividades de desmantelamiento para liberar parcialmente el emplazamiento (nivel 2 según etapas del OIEA) durante el primer cuatrimestre del 2003,	1990: Parada definitiva de la C.N. tipo uranio natural-grafito-gas tras 17 años de operación
			1992: Aprobación de la alternativa de Clausura por MINER/CSN
			1994: Presentación del Plan de Clausura y Desmantelamiento
			1997: Declaración de Impacto Ambiental
			1998: Aprobación del Plan e inicio de las actividades
			1999: Autorización del CSN para desmantelamiento en zonas activas
			2000: Inicio transporte residuos a El Cabril
			2001: Aprobación por el CSN de la metodología de desclasificación de materiales
Reactor de Investigación Argos	Barcelona	Actividades de descontaminación y desmantelamiento en curso	1977: Parada definitiva, después de estar operando un total de 634 horas con una potencia media de 4W
			1992: Retirada del combustible
			1998: Orden Ministerial por la que se autoriza el desmantelamiento
Reactor de Investigación Arbi	Bilbao	Pendiente inicio de actividad de desmantelamiento	1972: Parada definitiva, después de estar operando un total de 1437 horas con una potencia media de 47W
			1992: Retirada del combustible
			2002: Orden Ministerial por la que se autoriza el desmantelamiento
Reactor de Investigación JEN-1	Madrid	En proceso de licenciamiento	1984: Parada definitiva, después de estar operando desde 1958
			2000: Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat. Proyecto de Desmantelamiento
			2001: Revisión del Plan Director de actuaciones en el PIMIC
			2002: Presentación del Plan de Desmantelamiento al MINECO y CSN

Anexo D

Inventario de combustible irradiado (31/12/2001)

Nombre de la Instalación	Características de Elementos Combustibles	Capacidad Total (tU)	Número de Elementos Combustibles	tU
C.N. Almaraz I	PWR 17x17	760	816	377
C.N. Almaraz II	PWR 17x17	760	808	373
C.N. Vandellós II	PWR 17x17	663	584	269
C.N. Ascó I	PWR 17x17	583	776	358
C.N. Ascó II	PWR 17x17	583	692	319
C.N. Cofrentes	BWR 8x8, 9x9	799	2332	434
C.N. Sta. M. Garoña	BWR 8x8, 9x9	393	1524	271
C.N. José Cabrera	PWR 14x14	127	256	68
C.N. Trillo	PWR 16x16	294 ⁽¹⁾	568	266
		786 ⁽²⁾	0	0

⁽¹⁾ Piscina de la central.

⁽²⁾ Instalación de almacenamiento en seco.

Anexo E

Inventario de residuos radiactivos (31/12/2001)

Nombre de la Instalación	Tipo de Instalación	Tipo de Residuo	Volumen (m ³)	Actividad (MBq)	Principales radionucleidos
C.N. Almaraz I	Central nuclear	RBMA	1.600	1,0 E09 *	Co-60, Cs-137
C.N. Almaraz II	Central nuclear	RBMA			
C.N. Vandellós II	Central nuclear	RBMA	200	3,1 E07 *	Co-60, Cs-137
C.N. Ascó I	Central nuclear	RBMA	750	1,1 E08 *	Co-60, Cs-137
C.N. Ascó II	Central nuclear	RBMA			
C.N. Cofrentes	Central nuclear	RBMA	1.580	9,2 E07 *	Co-60, Cs-137
C.N. Sta. M. Garoña	Central nuclear	RBMA	910	7,3 E07 *	Co-60, Cs-137
C.N. José Cabrera	Central nuclear	RBMA	1.290	5,6 E07 *	Co-60, Cs-137
C.N. Trillo	Central nuclear	RBMA	210	7,4 E05 *	Co-60, Cs-137
Fábrica Juzbado	Fábrica de elementos combustibles	RBMA	460	1,3 E05	U-234, U-235, U-238
Centro El Cabril	Centro de Almacenamiento de RBMA	RBMA	40.800 **	1,4 E08 ***	Co-60, Cs-137

Nota:

* Corresponde a la actividad total a fecha de generación del residuo, considerando todos los isótopos medidos por la Central, fundamentalmente Co-60 y Cs-137 con una significativa contribución de otros isótopos de vida corta.

** Corresponde a 3.678 contenedores almacenados en celdas. Los residuos existentes en almacenes temporales de El Cabril son unos 4.400 m³

*** Corresponde a la actividad total actualizada a la fecha del 31 de diciembre de 2001, correspondiente a los RBMA almacenados en las celdas de la Instalación.

Anexo F

Referencias a leyes nacionales, regulaciones, reglamentos, guías

1.

Normas de rango legal

- ✓ Ley sobre Energía Nuclear (Ley 25/1964 de 29 de abril).
- ✓ Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (Ley 15/1980, de 22 de abril).
- ✓ Ley de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear (Ley 14/1999, de 4 de mayo)
- ✓ Ley del Sector Eléctrico (Ley 54/1997, de 27 de noviembre).
- ✓ Ley sobre el derecho de acceso a la información en materia ambiental (Ley 38/1995, de 12 de diciembre).
- ✓ Real Decreto Legislativo sobre Evaluación de Impacto Ambiental (Aprobado por RDL 1302/1986, de 29 de junio), modificado por Ley 6/2001, de 8 de mayo.

2.

Normativa de rango reglamentario

- ✓ Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. (Aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre)
- ✓ Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. (Aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio).
- ✓ Real Decreto por el que se autoriza la constitución de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA). (Real Decreto 1522/1984, de 4 de julio).
- ✓ Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares. (Decreto 2177/1967, de 22 de julio).
- ✓ Real Decreto sobre ordenación de actividades en el ciclo del combustible (Real Decreto 1899/1984, de 1 de agosto).
- ✓ Reglamento de Evaluación de Impacto Ambiental (Aprobado por Real Decreto 1131/1988, de 30 de septiembre).
- ✓ Real Decreto sobre protección radiológica de los trabajadores externos con riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada (Real Decreto 413/1997).
- ✓ Real Decreto sobre protección física de los materiales nucleares (Real Decreto 158/1995, de 3 de febrero).
- ✓ Reales Decretos sobre pararrayos radiactivos (Reales Decretos 1428/1986, de 13 de junio y 903/1987, de 10 de julio).
- ✓ Real Decreto sobre la vigilancia y control de los traslados de residuos entre Estados miembros o procedentes o con destino al exterior de la Comunidad (Real Decreto 2088/1994, de 20 de octubre).

- ✓ Reglamento (EURATOM) nº 1493/93, del Consejo, de 8 de junio de 1993, relativo a los traslados de sustancias radiactivas entre los Estados miembros (DOCE 19/06/1993).

3.

Disposiciones no vinculantes: guías de seguridad del consejo de seguridad nuclear

Las guías de seguridad del CSN contienen métodos recomendados por el CSN desde el punto de vista de la seguridad nuclear y de la protección radiológica y su finalidad es orientar y facilitar a los usuarios la aplicación de la reglamentación nuclear española vigente. Estas guías no son de obligado cumplimiento, pudiendo el usuario seguir métodos y soluciones diferentes a los contenidos en las mismas, siempre que estén debidamente justificadas.

La colección de guías de seguridad está dividida en diez secciones

Listado de todas las guías de seguridad publicadas hasta diciembre de 2002.

REACTORES DE POTENCIA Y CENTRALES NUCLEARES

- ✓ GSG-01.01. Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación en centrales nucleares.
- ✓ GSG-01.02. Modelo dosimétrico en emergencia nuclear.
- ✓ GSG-01.03. Plan de emergencia en centrales nucleares (1987).
- ✓ GSG-01.04. Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares (1988).
- ✓ GSG-01.05. Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera (1990).
- ✓ GSG-01.06. Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación (1990).
- ✓ GSG-01.07. Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares (1997).
- ✓ GSG-01.09. Simulacros y ejercicios de emergencia y en centrales nucleares (1996).GSG-01.10. Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares (1996).
- ✓ GSG-01.11. Modificaciones de diseño en centrales nucleares.
- ✓ GSG-01.12. Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares (1999).
- ✓ GSG-01.13. Contenido de los reglamentos de funcionamiento de las centrales nucleares (2000).
- ✓ GSG-01.14. Criterios para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad (2001).

VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL

- ✓ GSG-04.01. Diseño y desarrollo del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares (1993).

INSTALACIONES Y APARATOS RADIATIVOS

- ✓ GSG-05.01. Documentación técnica para solicitar las autorizaciones de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de isótopos radiactivos no encapsulados (2ª y 3ª categoría) (1986).
- ✓ GSG-05.02. Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de fuentes encapsuladas (2ª y 3ª categoría) (1986).
- ✓ GSG-05.03. Control de la hermeticidad de fuentes radiactivas encapsuladas (1987).
- ✓ GSG-05.05. Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de radioterapia (1988).
- ✓ GSG-05.06. Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas (1988).
- ✓ GSG-05.08. Bases para elaborar la información relativa a la explotación de instalaciones radiactivas (1988).
- ✓ GSG-05.09. Documentación para solicitar la autorización e inscripción de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X (1998).
- ✓ GSG-05.10. Documentación técnica para solicitar la autorización de instalaciones de rayos X para fines industriales (1988).
- ✓ GSG-05.11. Aspectos técnicos de seguridad y protección radiológica de instalaciones médicas de rayos X para diagnóstico (1990).
- ✓ GSG-05.12. Homologación de cursos de formación de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas (1998).
- ✓ GSG-05.14. Seguridad y protección radiológica de las instalaciones radiactivas de gammagrafía industrial (1999).
- ✓ GSG-05.15. Documentación técnica para solicitar aprobación de tipo de aparato radiactivo (2002).
- ✓ GSG-05.16. Documentación técnica para solicitar autorización de funcionamiento de las instalaciones radiactivas constituidas por equipos para el control de procesos industriales (2001).

TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS

- ✓ GSG-06.01. Garantía de calidad en el transporte de sustancias radiactivas.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

- ✓ GSG-07.01. Requisitos técnico-administrativos para los servicios de dosimetría personal individual (1985).
- ✓ GSG-07.02. Cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes para responsabilizarse del correspondiente servicio o unidad técnica (1986).
- ✓ GSG-07.03. Bases para el establecimiento de los servicios o unidades técnicas de protección radiológica (1987) Rev.1 (1998).

- ✓ GSG-07.04. Bases para la vigilancia médica de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes (1986).
- ✓ GSG-07.05. Actuaciones a seguir en caso de personas que hayan sufrido un accidente radiológico (1989).
- ✓ GSG-07.06. Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear (1992).
- ✓ GSG-07.07. Control radiológico del agua bebida (1990).

PROTECCIÓN FÍSICA

- ✓ GSG-08.01. Protección Física de los materiales nucleares en instalaciones nucleares y en instalaciones radiactivas (2000).

GESTIÓN DE RESIDUOS

- ✓ GSG-09.01. Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de media y baja actividad (1991).
- ✓ GSG-09.02. Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas (2002).

VARIOS

- ✓ GSG-10.01. Guía Básica para garantía de calidad para instalaciones nucleares (1985) (Rev.2, 1999).
- ✓ GSG-10.02. Sistema de documentación sometida a programas de garantía de calidad en instalaciones nucleares (1986).
- ✓ GSG-10.02. Rev.1. Sistema de documentación sometida a programas de garantía de calidad en instalaciones nucleares (2002).
- ✓ GSG-10.03. Auditorías de garantía de calidad.
- ✓ GSG-10.03. Rev.1. Auditorías de garantía de calidad (2002).
- ✓ GSG-10.04. Garantía de calidad para la puesta en servicio de instalaciones nucleares (1987).
- ✓ GSG-10.05. Garantía de calidad de procesos, pruebas e inspecciones de instalaciones nucleares (1987) (Rev. 1, 1999).
- ✓ GSG-10.06. Garantía de calidad en el diseño de instalaciones nucleares (1987).
- ✓ GSG-10.06. Rev.1. Garantía de calidad en el diseño de instalaciones nucleares (2002).
- ✓ GSG-10.07. Garantía de calidad en instalaciones nucleares en explotación (1988) (Rev.1, 2000).
- ✓ GSG-10.08. Garantía de calidad para la gestión de elementos y servicios para instalaciones nucleares (1988) (Rev. 1, 2001).
- ✓ GSG-10.09. Garantía de calidad de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares (1998).

- ✓ GSG-10.10. Cualificación y certificación de personal que realiza ensayos no destructivos (2000).
- ✓ GSG-01.11. Garantía de calidad en instalaciones radiactivas de primera categoría (2001).

4.

Autorizaciones concedidas a instalaciones o actividades de gestión de residuos radiactivos

- ✓ Orden del Ministerio de Industria y Energía de 31 de octubre de 1989, por la que se otorga a la "Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.", autorización para la construcción de la ampliación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana. (B.O.E. de 2 de noviembre de 1989).
- ✓ Orden del Ministerio de Industria y Energía de 1 de febrero de 1991, por la que se otorga a la "Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A." (ENRESA), autorización para la ejecución de las actividades de desmantelamiento y restauración del emplazamiento de la fábrica de concentrados de uranio de Andújar (Jaén), tendentes a la clausura de la misma. (B.O.E. de 5 de febrero de 1991).
- ✓ Orden del Ministerio de Industria y Energía de 9 de octubre de 1992, por la que se otorga a la "Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A." (ENRESA), el permiso de explotación provisional de la ampliación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana. (B.O.E. de 21 de octubre de 1992).
- ✓ Orden del Ministerio de Industria y Energía de 15 de noviembre de 1995, por la que se autoriza a la Empresa Nacional del Uranio, S.A. (ENUSA), a desarrollar las actividades de desmantelamiento y clausura de la Planta Lobo G, sita en La Haba (Badajoz). (B.O.E. de 1 de diciembre de 1995).
- ✓ Orden del Ministerio de Industria y Energía de 8 de octubre de 1996, por la que se otorga a la "Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A." (ENRESA), prórroga del permiso de explotación provisional de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana. (B.O.E. de 22 de octubre de 1996).
- ✓ Orden del Ministerio de Industria y Energía de 28 de enero de 1998, por la que se autoriza la transferencia de la titularidad de la central nuclear de Vandellós I de la empresa HIFRENSA a ENRESA y se otorga a esta última autorización para la ejecución de las actividades de desmantelamiento de la central. (B.O.E. de 13 de febrero de 1998).
- ✓ Orden del Ministerio de Economía de 5 de octubre de 2001, por la que se otorga autorización de explotación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana. (B.O.E. de 6 de noviembre de 2001).

Anexo G

Referencias a informes oficiales nacionales e internacionales relacionados con la seguridad

✓ Informes Nacionales

- ⇒ Informes anuales del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado.
- ⇒ Dictámenes sobre seguridad nuclear y protección radiológica emitidos por el CSN al Ministerio para las autorizaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas.
- ⇒ Informes sobre aspectos de seguridad y protección radiológica en materia de gestión de residuos radiactivos remitidos por el CSN a la Comisión de Industria y Energía del Congreso.

✓ Informes Internacionales

- ⇒ Informes nacionales sobre la Convención de Seguridad Nuclear.
- ⇒ Informe Nacional sobre el Protocolo de Turquía derivado del Convenio de Barcelona.
- ⇒ Informes nacionales de la Convención OSPAR

Anexo H
Referencias a informes de misiones
internacionales de examen realizadas a petición
de una parte contratante

No existe ninguno hasta la fecha.

Anexo I

Actividades de minería y concentrados de uranio

I.1. Instalaciones existentes y situación actual

La Junta de Energía Nuclear (JEN) comenzó las actividades mineras en España para la extracción de uranio durante los años 50, principalmente en yacimientos localizados en Extremadura, Andalucía y la provincia de Salamanca. En 1973, se transfieren las competencias en materia de minería del uranio a la Empresa Nacional del Uranio, S.A. (ENUSA), actualmente denominada ENUSA Industrias Avanzadas, S.A.

A finales del año 2000, como consecuencia del agotamiento, a los actuales precios de mercado, de los recursos mineros económicamente explotables en la zona de Ciudad Rodrigo (Salamanca), ENUSA paraliza la minería del uranio en España.

A lo largo de estos años se han explotado alrededor de treinta minas de uranio, tratándose el mineral en las siguientes plantas: Fábrica de Uranio de Andújar (FUA) en Jaén, Planta Elefante y Planta Quercus en Saelices el Chico (Ciudad Rodrigo) en Salamanca y Lobo-G (La Haba) en Badajoz. La FUA fue operada por la JEN desde 1959 hasta 1981, produciendo un total de 1350 t de óxido de uranio (U_3O_8). En el año 1977 la JEN puso en marcha una instalación experimental en La Haba, donde ENUSA trató mineral de uranio desde 1983 hasta 1990 en la planta Lobo-G, obteniendo 167 t de U_3O_8 .

Después del comienzo de la explotación de los yacimientos mineros descubiertos por la JEN en 1957 en la zona de Saelices el Chico, ENUSA puso en operación la planta Elefante en 1975, que fue un desarrollo industrial de la planta ELE, puesta en marcha por la JEN en 1968. La planta Elefante estuvo en operación hasta mediados de 1993 produciendo 3425 t de U_3O_8 .

En el año 1993 ENUSA inició las operaciones de la planta Quercus, a un nivel de producción de 300 t anuales de U_3O_8 , aunque su capacidad nominal es de 950 t. Esta planta ha producido 2249 t hasta finales del año 2000.

Desde 1991, ENRESA y ENUSA han desarrollado programas de clausura y restauración de explotaciones mineras paradas.

ENRESA desmanteló la fábrica de concentrados de uranio localizada en Andújar (Jaén), acondicionó el dique de estériles y restauró el emplazamiento entre 1991 y 1994. Actualmente, y desde 1995, este emplazamiento está en periodo de vigilancia, con una duración mínima de 10 años, supeditada al cumplimiento de los límites y condiciones de protección radiológica impuestos por la Administración.

ENUSA, con la supervisión de ENRESA, llevó a cabo, entre 1991 y 1997, la restauración de las explotaciones mineras de La Haba (Badajoz). Este emplazamiento estaba formado por cuatro minas a cielo abierto, operadas entre 1966 y 1990, escombreras, eras de lixiviación, dique de estériles y la planta Lobo-G. Actualmente se encuentra en fase de vigilancia, cuya duración mínima fue establecida por el CSN en 5 años.

Otro proyecto llevado a cabo conjuntamente por ENRESA y ENUSA fue la restauración de 19 minas de uranio abandonadas en las Comunidades Autónomas de Andalucía (6) y Extremadura (13), que alimentaban de mineral a la FUA. La mayoría eran minas subte-

rráneas excepto dos que eran a cielo abierto. Los trabajos de restauración comenzaron en noviembre de 1997 y finalizaron en marzo de 2000.

ENUSA, con la supervisión de ENRESA, ha comenzado en enero de 2001 las labores de restauración de las explotaciones mineras de Saelices el Chico, con el desmantelamiento de la planta Elefante y la reconfiguración de las eras de lixiviación estática, con una duración prevista de tres años.

La restauración de los yacimientos mineros de esta zona, así como el desmantelamiento de la planta Quercus y la restauración de todo el emplazamiento está pendiente de la autorización por la Administración, que se prevé para el año 2002, y el proyecto se desarrollará hasta el año 2008.

La situación de los distintos emplazamientos así como los datos sobre las cantidades de materiales gestionados y a gestionar derivados de estas actividades vienen recogidos en las tablas adjuntas.

1.2. Normativa y criterios de clausura aplicados

De acuerdo con el RINR, las fábricas de producción de uranio, torio y sus compuestos así como las fábricas de producción de elementos combustibles de uranio natural son denominadas instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear. Este tipo de instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear se clasifican como de primera categoría y para la solicitud, trámite y concesión de autorizaciones (previa, de construcción, explotación, modificación, cambio de titularidad, desmantelamiento y de la declaración de clausura) aplicará lo dispuesto para las autorizaciones de las instalaciones nucleares, con la adaptación de los documentos que corresponda a las especiales características de estas instalaciones.

Otros textos legales que aplican a las minas de uranio son la ley de minas y reglamento minero, por un lado, y la legislación medioambiental, por otro, como el Real Decreto 1131/1988, de 30 de septiembre, por el que se aprueba el Reglamento para la ejecución del Real Decreto Legislativo 1302/1986, de 28 de junio, de Evaluación de Impacto Ambiental a su vez modificado por el Real Decreto Ley 9/2000, de 6 de octubre. La legislación sobre Impacto Ambiental aplica también a las plantas de concentrados.

Los proyectos de desmantelamiento y restauración, basándose en los condicionantes de la legislación aplicable, se han llevado a cabo teniendo en cuenta unos criterios de carácter genérico y otros de seguridad y protección radiológica.

1.2.1. Minería de uranio

Criterios Genéricos

Cualquier actividad minera produce alteraciones en su entorno y generalmente gran cantidad de tierras que aún contienen restos del mineral, almacenadas a pie de mina en escombreras.

El objetivo prioritario de la actividad de clausura de una explotación minera es permitir un uso no restringido del terreno, mediante la realización de las acciones correctoras necesarias para eliminar la necesidad de un control institucional posterior. Es decir, se pretende minimizar los riesgos para la salud y el medio ambiente, prevenir la intrusión en las minas y en las escombreras, y restaurar el emplazamiento integrándolo en su entorno.

Criterios específicos

Al ser los riesgos radiológicos asociados a la actividad minera menores que en el caso de las plantas de concentrados, los criterios son menos restrictivos, pudiéndose resumir en los siguientes:

- ✓ Control de la radiación y control de radón, reduciendo la radiación gamma y su flujo y concentración a los niveles del fondo radiológico natural de la zona.
- ✓ Control de la dispersión de los materiales apilados en las escombreras y el control de la posible intrusión humana
- ✓ Control de la estabilización, asegurando la estabilidad a largo plazo de las escombreras de estériles, y procediendo al sellado y cierre de los pozos, zanjas y huecos de explotación.
- ✓ Control de la calidad de las aguas, minimizando el contacto y la exposición a los agentes atmosféricos y a las corrientes de aguas superficiales así como el acceso a las aguas de mina.
- ✓ Restauración de las zonas de explotación, reduciendo el impacto ambiental y paisajístico integrando esta área en su entorno.

I.2.2. Plantas de concentrados de uranio

Criterios genéricos

La operación de una planta de concentrados implica la generación de unos estériles, que se almacenan en un dique, y la contaminación de las propias instalaciones de la fábrica, durante su funcionamiento. Ambas zonas han de ser tratadas conjuntamente durante el proyecto de desmantelamiento, incorporando los residuos procedentes de la demolición y desmantelamiento de la fábrica a la masa de estériles.

El criterio aplicado es la minimización del riesgo asociado a los diques de estériles sin estabilizar ni proteger, adoptando soluciones que pasan por el acondicionamiento y remodelación de la estructura de los diques hacia configuraciones estables a largo plazo, y colocación de un sistema de cobertura multicapa diseñado para reducir la infiltración de agua y la emanación de gas radón y para controlar y proteger el conjunto contra la erosión y el agua.

Criterios específicos

Los criterios generales aplicables a un proyecto de desmantelamiento de un emplazamiento de este tipo son:

- ✓ Control de la dispersión, previniendo la intrusión y la dispersión de materiales contaminados por la erosión del viento o del agua.
- ✓ Protección radiológica a largo plazo, alcanzado una dosis efectiva equivalente a un individuo del grupo crítico por debajo de 0,1 mSv/año (FUA) o 0,2 mSv/año (La Haba).
- ✓ Control de estabilidad a largo plazo, garantizando su estabilidad por al menos un periodo de 200 años.
- ✓ Descontaminación de suelos, reduciendo la concentración residual de Ra²²⁶ en la Tierra, tomando la media de un área de 100 m², de tal forma que la radia-

ción de fondo no se sobrepase por más de 195 mBq/g (promedio en la capa de 15 cm de espesor por debajo de la superficie) y sea menor que 555 Bq/g (promedio en las siguientes capas de 15 cm de espesor)

- ✓ Control del radón, reduciendo su flujo a una media de menos de 740 mBq/m²*s (FUA) y 1000 mBq/ m²*s (La Haba)
- ✓ Protección de la calidad del agua subterránea, de forma que a largo plazo se respeten los niveles máximos de concentración permitidos y fijando un periodo de control después del término del desmantelamiento (en la fase de vigilancia).
- ✓ Mantenimiento de la cobertura, minimizando la necesidad de efectuar estas tareas en el largo plazo

1.3.

Breve descripción de los proyectos de desmantelamiento y clausura

1.3.1. Plan de restauración de antiguas minas de uranio

El Plan incluía en un principio la restauración de 24 emplazamientos en los que se había realizado alguna actividad minera ya fuese en superficie (sólo en dos casos) o subterránea, incluyendo también en algún caso edificios.

La primera parte del Plan supuso la evaluación de la situación de los distintos emplazamientos analizando los riesgos potenciales para las vías de aire, agua, tanto superficial como subterránea, y suelos y definiendo los principales aspectos a tener en cuenta en la evaluación global del impacto de los distintos emplazamientos. Asimismo, se realizó un estudio comparando las diferencias entre la situación original del emplazamiento antes de su explotación y la situación actual.

A raíz de este estudio se clasificaron los emplazamientos según el riesgo radiológico asociado, quedando fuera del alcance de los trabajos cinco emplazamientos por considerarse que, primero, el impacto negativo de la intervención puede exceder los beneficios de la mejora y, segundo, no se obtendría mayor protección del medio ambiente ni del público.

En líneas generales, las fases del proyecto comprendieron los siguientes aspectos:

- ✓ Incorporación de los materiales procedentes de las escombreras dentro de los pozos, zanjas y huecos de explotación
- ✓ El cierre y sellado de los pozos y la eliminación de los equipos y edificaciones existentes
- ✓ La protección de las aguas superficiales y subterráneas para impedir su contacto con los restos de mineral de uranio que pudieran permanecer tras la finalización de las actividades mineras
- ✓ La restauración del terreno alterado por la explotación minera
- ✓ La revegetación de la zona para su integración en el entorno.

Este proyecto, dirigido por ENRESA y realizado por ENUSA, fue aprobado por el Ministerio de Industria y Energía, previo informe favorable del CSN y por las administraciones autonómicas, provinciales y locales, correspondientes, en 1997. Los trabajos comenzaron en noviembre de 1997 y concluyeron en marzo de 2000.

1.3.2. Plan de Clausura de la Fábrica de Uranio de Andújar (FUA)

En 1986 ENRESA comienza los estudios previos para la definición del Plan de Clausura de la FUA, presentando en 1987 al Ministerio de Industria y Energía una propuesta que incluía un análisis detallado de las alternativas de estabilización de los estériles de fabricación, proponiendo además la solución de estabilización definitiva de estériles en el emplazamiento. En 1991 queda autorizado el Plan y se inician las obras que concluyeron en 1994 con el emplazamiento restaurado.

El recinto se dividía en cinco zonas: dique de estériles, instalaciones de proceso, instalaciones de tratamiento de aguas, zona de servicios auxiliares y administrativos, y zona de viviendas.

La solución final adoptada fue el confinamiento de todos los materiales existentes en la FUA conjuntamente con la masa de estériles, en un dique remodelado hacia una configuración estable incluso en condiciones de sismicidad, cubriendo el conjunto con un sistema multicapa y restaurando el emplazamiento, integrando la obra en el marco paisajístico. Esta solución se basa en que:

- ✓ El volumen de los estériles a confinar y estabilizar era muy superior a los volúmenes que se podían generar al dismantelar los equipos y demoler los edificios, por lo que se consideró aceptable la misma solución de estabilización para todos, estableciendo unos requisitos de troceado de equipos y estructuras compatibles con la estabilidad del conjunto.
- ✓ Las actividades específicas de los materiales contaminados (equipo mecánico, edificios y suelos) eran muy inferiores a la de los estériles, y con similares características físicas, químicas y radiológicas.

Los criterios de diseño del sistema de cobertura multicapa tienen por objetivo reducir o eliminar los riesgos potenciales asociados a estos materiales y se pueden resumir en:

- ✓ Evitar la dispersión de estériles y materiales contaminados
- ✓ Garantizar la durabilidad (mínimo 200 años y 1000 como objetivo de diseño)
- ✓ Controlar las emisiones de gas radón a la atmósfera (flujo promedio inferior a $20 \text{ pCi/m}^2 \cdot \text{s}$)
- ✓ Proteger las aguas subterráneas (concentración inferior a $1,2 \text{ Bq/l}$ de $\text{U}^{238} + \text{U}^{234}$, $0,18 \text{ Bq/l}$ de $\text{Ra}^{226} + \text{Ra}^{228}$ y $0,5 \text{ Bq/l}$ de actividad alfa total, excluyendo radón y uranio; y al final de los 10 años de vigilancia inferior a $6,15 \text{ Bq/l}$ en los límites del emplazamiento y $3,5 \text{ Bq/l}$ en los pozos existentes cercanos)
- ✓ Restaurar los terrenos contaminados en los alrededores del dique de estériles dentro del emplazamiento de manera que las concentraciones residuales de Ra^{226} en suelos sean inferiores a $0,2 \text{ Bq/gr}$ en los primeros 15 cm de profundidad y a $0,5$ en las siguientes capas de 15 cm de espesor.
- ✓ Limitar la dosis equivalente efectiva individual por todas las vías de exposición a largo plazo a valores inferiores a $0,1 \text{ mSv/año}$.

- ✓ Minimizar la necesidad de mantenimiento a largo plazo
- ✓ Realizar la obra sin riesgos no admisibles para los trabajadores, la población y el medio ambiente.

En 1995, la Dirección General de Energía emitió una Resolución por la que se daba por terminado el período de ejecución de actividades de desmantelamiento y restauración, iniciándose el denominado periodo de vigilancia, con una duración mínima de 10 años y supeditado al cumplimiento de unos límites y condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica. Asimismo, la Dirección General de Política Ambiental comunicó el cumplimiento de la Declaración de Impacto Ambiental.

1.3.3. Programa Integral de Restauración de las Explotaciones Mineras en La Haba

Este Programa se desarrolló desde 1990 hasta 1997, afectando a cuatro minas a cielo abierto y sus escombreras asociadas, una planta de concentrados de uranio (Planta Lobo-G), eras de lixiviación y diques de estériles.

Los objetivos principales de las operaciones de desmantelamiento y clausura fueron: utilizar materiales autóctonos (estériles de mina) para el relleno de las cortas y la construcción de las capas de cubierta del dique de estériles, y desmantelar las instalaciones y concentrar los materiales resultantes en el dique para garantizar el confinamiento y estabilidad a largo plazo.

De acuerdo con la evaluación del CSN, los criterios radiológicos más relevantes establecidos son:

- ✓ Tasa de exhalación de radón en suelos debe de ser inferior a 1 Bq/m²*s. Este valor es próximo al del fondo natural de la zona.
- ✓ Tasa de exposición gamma, medida a 1 m de distancia de la superficie del terreno, debe ser menor que 0,20 mGy/h sobre el fondo natural de la zona, siendo este de 0,23 mGy/h.
- ✓ La dosis equivalente efectiva al público debe ser inferior a 1 mSv/año.
- ✓ La concentración de actividad en aguas subterráneas no deberá superar los límites de notificación fijados en la Guía 7.7 del CSN.
- ✓ La concentración de actividad residual en suelos no excederá en 1 Bq/g el valor del fondo natural, para su uso posterior como pastizales o forestal.

En las operaciones de clausura de estas explotaciones mineras quedó afectada una superficie de terrenos próxima a 100Ha, y se recolocó un volumen de estériles de mina del orden de 3 millones de toneladas. Se prevé que esta superficie tenga un uso similar a la de las zonas colindantes, salvo la zona donde se han almacenado los residuos de tratamiento que queda sujeta a un período de 5 años de verificación del cumplimiento del condicionado de la Autorización de Clausura.

El área de uso restringido del dique queda sujeta a parámetros más estrictos desde el punto de vista constructivo para evitar la erosión a largo plazo sin un mantenimiento activo. De esta forma, los residuos de tratamiento han quedado cubiertos con una capa de estériles de mina de un espesor mínimo de 3 m, protegida en los taludes.

I.3.4. Plan de clausura de la Planta Elefante

Frente a las posibles opciones de “no actuación” o traslado, se ha optado por la clausura in-situ por conveniencias radiológicas y económicas puesto que están involucrados 7.2 millones de toneladas de materiales de baja actividad específica, actualmente localizados sobre unos materiales geológicos de idéntica naturaleza y de una ley próxima, en cuanto a contenido de uranio, a la que tenía el mineral que alimentó a la instalación, lo que da lugar a un alto valor de fondo radiológico natural en la zona, tanto en superficie como en las aguas subterráneas.

Los radionucleidos más importantes radiológicamente son U natural, Ra²²⁶ y Th²³⁰, con un inventario total, incluyendo las chatarras y escombros de las naves de fabricación, estériles de lixiviación y lodos de proceso de 13×10^{13} Bq.

Las naves de fabricación serán demolidas y las chatarras y escombros producidos serán sepultados por los estériles de lixiviación. Los mismos estériles cubrirán los tres diques de lodos de proceso.

Las eras de estériles están siendo reconfiguradas y cubiertas por capas con objeto de obtener una morfología estable frente al sismo de diseño y frente a la erosión hídrica y eólica, limitar la salida de Rn²²² a la atmósfera y la contaminación de las aguas subterráneas, durante tiempos entre 200 y 1000 años, sin necesidad de mantenimiento activo. Las eras recolocadas ocuparán una parte de la cola del Dique de Estériles de la P. Quercus, de forma que el posible lixiviado que se forme por el agua de lluvia discurrirá hacia el vaso de dicho dique donde quedará retenido dada la baja conductividad hidráulica del mismo, muy inferior a la exigible para la capa de cobertura hidráulica (arcosas). Finalmente, la altura total aproximada de las eras será de 12.3 m para reducir su impacto visual.

Las obras de desmantelamiento consisten en lo siguiente:

- a) Extendido de los minerales agotados almacenados en ellas, previa preparación del terreno que será ocupado, hasta conseguir un talud de pendiente 5h:1v (5 horizontal, 1 vertical), es decir del 20% y una cumbre con pendientes entre el 2 y 4%. La altura media será de 10 m sobre la superficie.
- b) Recubrimiento de la superficie de la nueva estructura creada con una multicapa de unos 2.30 m de espesor constituida por:
 - ✓ Capa de 90 cm de arcosas (con un cierto contenido en arcillas) para protección contra la infiltración de agua y la exhalación de Rn²²².
 - ✓ Capa de 90 cm de roca de estéril de mina para protección de la capa de arcosas contra la erosión.
 - ✓ Capa de 50 cm de tierra con vegetación autóctona situada por encima de la capa de roca, cuya función es la integración paisajística e implementar las funciones de seguridad de las inferiores en cuanto a la emanación de radón. Infiltración de agua y erosión por el viento y el agua.

El diámetro de las rocas de estéril de mina y el espesor de la capa se ha obtenido utilizando los valores de aceleración sísmica y precipitación máxima que se establecieron en su día para el diseño de las instalaciones de la Planta Quercus relacionadas con la seguridad.

Las eras recolocadas estarán protegidas de la escorrentía procedente de la cuenca aguas arriba por un canal perimetral que impide la erosión del pie de los taludes como consecuencia de posibles avenidas catastróficas.

Actividades de minería y concentrados de uranio

1. Instalaciones en proceso de clausura y desmantelamiento

Instalaciones de minería y concentrados de Uranio	Ubicación (Provincia)	Situación Actual	Hitos del Proceso
Fábrica de Andújar (FUA)	Jaén	Fase de Vigilancia y Mantenimiento	Terminados los trabajos de desmantelamiento y restauración en 1994. En 1995 se inició periodo de vigilancia de 10 años de duración.
Planta Lobo-G (La Haba)	Badajoz	Fase de Vigilancia y Control	Terminados los trabajos de desmantelamiento y restauración. En 1998, se inicia periodo de vigilancia de 5 años de duración.
Planta Elefante (Saelices el Chico)	Salamanca	Fase de Desmantelamiento	Se paralizó la producción en 1993. En enero de 2001 se obtuvo la autorización.
Saelices el Chico (yacimientos)	Salamanca	Suspensión temporal	En el 2000 finalizaron las actividades extractivas de los yacimientos.
Planta Quercus (Saelices el Chico)	Salamanca	Parada definitiva de trituración y clasificación	Se mantiene producción residual de tratamiento de efluentes.

2. Estériles de minería y de producción de concentrados de uranio (31/12/2000)

Instalación	Ubicación (Provincia)	Estériles de mina (x 10 ⁶ t)	Procedentes de eras (x 10 ⁶ t)	Procedentes de lodos (x 10 ⁶ t)	Procedentes de Clasificación (x 10 ⁶ t)
Saelices el Chico (SEC)	Salamanca	68			
Planta Elefante (SEC)	Salamanca		7.2	0.3	
Planta Quercus (SEC)	Salamanca		1.15	0.8	2.65
Planta Lobo-G (La Haba)	Badajoz	6.3		0.28	
Planta de Andújar (FUA)	Jaén			1.20	

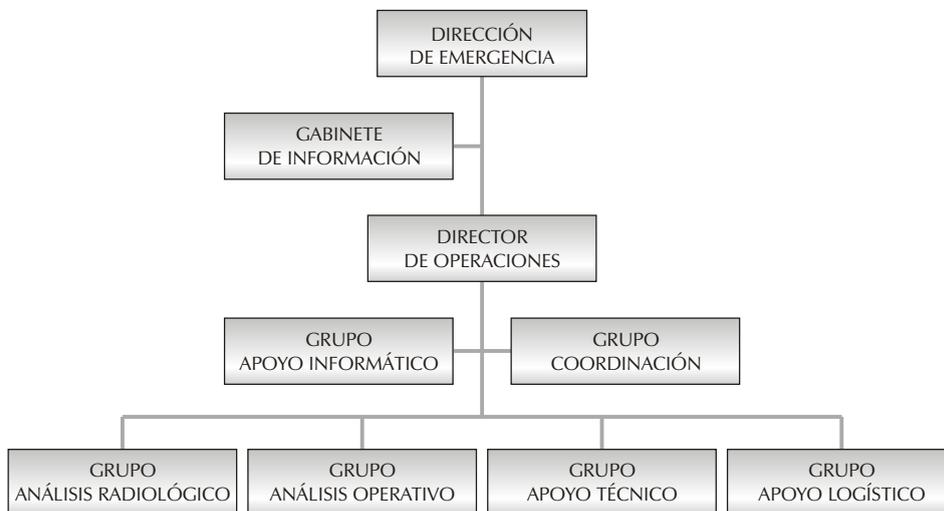
La duración de las obras, que comenzaron en enero de 2001, será de tres años. Una vez, finalizadas las operaciones se establecerá un Programa de Vigilancia de las zonas clausuradas para verificar el cumplimiento de los criterios de partida.

El programa de clausura tendrá dos fases, una específica durante los cinco primeros años y otra general a partir de este período, en la que el programa de vigilancia de la Planta Quercus quedará integrado dentro del conjunto del Programa de Vigilancia de Saelices el Chico.

Anexo J

Artículo 25. Organización del CSN para situaciones de emergencia

La organización prevista por el CSN ante situaciones de emergencia abarca todos los niveles de autoridad del Organismo, nutriéndose de los efectivos que emplea para el desarrollo de sus funciones como Organismo Regulador, una vez que estos efectivos han sido debidamente capacitados y entrenados para desarrollar las funciones que específicamente les son encomendados en caso de emergencia nuclear. Esta Organización se esquematiza en la siguiente figura:



El Director de Emergencia es el máximo responsable del CSN para toda situación de emergencia que se declare en cualquier instalación nuclear o radiactiva.

Existe un Gabinete de Prensa en el CSN que, en el caso de una emergencia, pasaría a depender del Director de la Emergencia (Gabinete de información), con el apoyo del personal técnico que se considere necesario.

El Director de Operaciones de emergencia es uno de los dos Directores Técnicos del Organismo, proporcionando la adecuada coordinación y dirección para ejecutar las decisiones de la Presidencia del CSN.

La Sala de Emergencia (SALEM) es donde la Organización de Emergencias del CSN desarrolla mayoritariamente sus funciones, centradas en la actividad del personal asignado a los diversos grupos operativos de respuesta.

Al Grupo de Análisis Radiológico se le encomiendan tareas de seguimiento y evaluación de las consecuencias radiológicas originadas por la situación de emergencia y la propuesta al Director de Operaciones de las medidas de protección a adoptar.

Al Grupo de Análisis Operativo se le encomienda la responsabilidad de seguir y evaluar la emergencia desde un punto de vista de la seguridad nuclear de la instalación y por consiguiente de conocer la causa inicial del suceso, su evolución, sistemas y equipos afectados, procedimientos de operación de emergencia utilizados y, en general, el estado operativo de la instalación y la caracterización del término fuente.

Al Grupo de Apoyo Técnico se le encomienda la responsabilidad de proporcionar el apoyo necesario a los distintos grupos operativos de la Organización de Emergencias del CSN y al Gabinete de Información, especialmente en lo relativo a contactar con organismos nacionales e internacionales que puedan colaborar en caso de emergencia, y con los agentes exteriores de apoyo a la explotación de la instalación.

Existe un sistema de retenes del personal de la organización de emergencias del CSN, que garantiza la presencia de una dotación suficiente de efectivos de la misma en un tiempo inferior a una hora desde su activación. Además el centro de emergencias del CSN, que se describe más adelante, está atendido permanentemente por personal a turnos.

Sala (Centro) de Emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear (SALEM)

Para que los distintos elementos de la Organización de Emergencia del CSN, descritos anteriormente, puedan desarrollar de forma eficaz y coordinada las funciones que les son encomendadas, el CSN dispone de un Centro de Emergencias denominado SALEM. El nombre SALEM es la abreviatura de Sala de Emergencias.

La Sala de Emergencias se define como un centro neurálgico establecido a nivel nacional para la notificación, información, seguimiento, análisis y evaluación de todas las situaciones de accidente nuclear o de emergencia radiológica que se pudieran producir en el territorio nacional o fuera del territorio nacional pero con repercusiones reales o potenciales sobre el mismo.

A continuación se realiza una breve descripción de esta Sala de Emergencias y de los sistemas de información, cálculo y estimación disponibles en la misma.

El núcleo principal de la SALEM está constituido por cuatro salas operativas, aproximadamente equidimensionales, ubicadas de forma adyacente entre sí de forma que, en conjunto, forman un cubo, con separaciones intermedias de cristal. Está situado en el primer sótano de la sede del Organismo, definiéndose como un área restringida de acceso controlado.

La principal de las salas se denomina Sala de Dirección de Emergencia y es el área de trabajo del Director de Emergencia. Las tres salas restantes son las áreas de trabajo de tres grupos operativos definidos en el Plan de Actuación del CSN: radiológico, apoyo y análisis. En esta sala además se constituye el Gabinete de Información.

La SALEM se complementa con una sala de comunicaciones anexa a la sala de Dirección de Emergencia y con un conjunto de dependencias auxiliares previstas para afrontar largas permanencias del personal de la Organización de Emergencias. En esta sala de comunicaciones se ubican los terminales de telefax y telex, concentrador telefónico, dispositivo para registro de conversaciones telefónicas, fotocopidora, etc.

La SALEM está atendida durante 24 horas al día, 365 días al año, por un Técnico de Guardia, cualificado en Seguridad Nuclear y Protección Radiológica y por un Oficial de comunicaciones.

Los sistemas de transmisión de voz existentes en la SALEM se clasifican en telefonía directa (cabeza-cola), conmutada (convencional) y radiotelefonía. Además de este criterio de diversificación, cumplen con otro criterio de redundancia, por cuanto las comunicaciones se diseñan con al menos dos sistemas diferentes para proporcionar y asegurar un enlace permanente entre la SALEM y las diferentes instalaciones nucleares, instalaciones radiactivas relevantes, Centros de Coordinación Operativa de Protección Civil y con las distintas entidades nacionales e internacionales involucradas en la gestión de emergencias nucleares.

Existe en la SALEM una serie de sistemas de vigilancia, cálculo y estimación que constituye un conjunto de herramientas especializadas de las que se sirven los expertos de la Organización de Emergencias para el desarrollo de sus funciones.

Se dispone también en esta sala de un sistema de información geográfica que reúne y estructura de manera lógica información geográfica de todo el territorio nacional, especialmente densificada en el entorno de los distintos emplazamientos nucleares.

En la sala del Grupo de Análisis Radiológico se dispone de las redes de vigilancia radiológica ambiental. Estas redes permiten afrontar la responsabilidad del CSN relacionada con la medida y control de niveles de radiación y contaminación en el exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas. El CSN dispone de una red automática propia de estaciones de vigilancia radiológica ambiental denominada REVIRA, compuesta por 25 estaciones distribuidas por el territorio nacional, cada una de las cuales está constituida por una Estación Radiológica Automática que mide tasa de radiación y concentración de radón, radioyodos y emisores de radiactividad alfa y beta en aire, y una Estación Meteorológica (propiedad del Instituto Nacional de Meteorología) que mide los principales parámetros meteorológicos. El centro de control de la red REVIRA que está ubicado en la SALEM también recibe los datos de las redes de estaciones automáticas implantadas por los Gobiernos de algunas Comunidades Autónomas del Estado Español. En la SALEM está instalado un terminal de consulta (Centro Asociado) de la Red de Alerta a la Radiactividad, perteneciente a la Dirección General de Protección Civil del Ministerio del Interior, y que está integrada por 902 estaciones automáticas de medida de tasa de radiación distribuidas por todo el territorio nacional.

Actualmente, el CSN dispone de varios códigos de cálculo para la estimación de dosis, de fundamental importancia para determinar los riesgos radiológicos asociados al posible vertido de material radiactivo que se produciría en caso de emergencia nuclear. La mayor parte de los códigos son originarios de la NRC, adaptados a la plantas nucleares españolas: IRDAM, RASCAL Y MESORAD.

Estos códigos de cálculo de estimación de dosis en emergencia necesitan para su funcionamiento del valor de distintos parámetros meteorológicos como dato de entrada, con el fin de estimar o calcular las condiciones de dispersión atmosférica reinantes. En consecuencia el CSN dispone de un sistema que enlaza la SALEM con las torres meteorológicas de los distintos emplazamientos nucleares. Por otra parte, existe una conexión directa con el Instituto Nacional de Meteorología a través de una línea de transmisión de datos para recibir los parámetros necesarios en la estimación de dosis de amplio rango y para la recepción de predicciones meteorológicas.

En la sala del Grupo de Análisis Operativo existe un sistema de transmisión de parámetros de seguridad, necesario para ayudar al personal del CSN en su conocimiento de la situación operativa de la planta, y para valorar con fiabilidad el grado de seguridad de la misma en situación de emergencia. La función principal de este sistema consiste en la identificación de las condiciones anormales de operación, suministrando una indica-

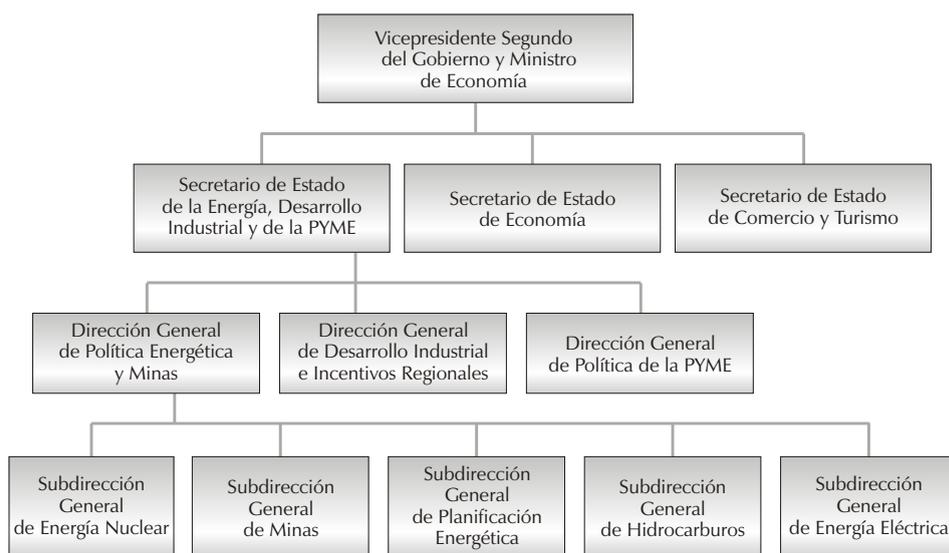
ción continua de los parámetros relacionados con la seguridad, u otras variables representativas del estado operativo de la planta.

Esta sala dispone también de un sistema de análisis de planta en tiempo real, que lleva incorporado el código MAAP, adaptado específicamente para cada central nuclear, y está conectado con el sistema de recepción de parámetros de seguridad de cada central. Este sistema permite evaluar y predecir la evolución de accidentes severos. Se utiliza, también, como medio de entrenamiento para el personal del CSN con respecto a accidentes severos por medio de la simulación de este tipo de accidentes.

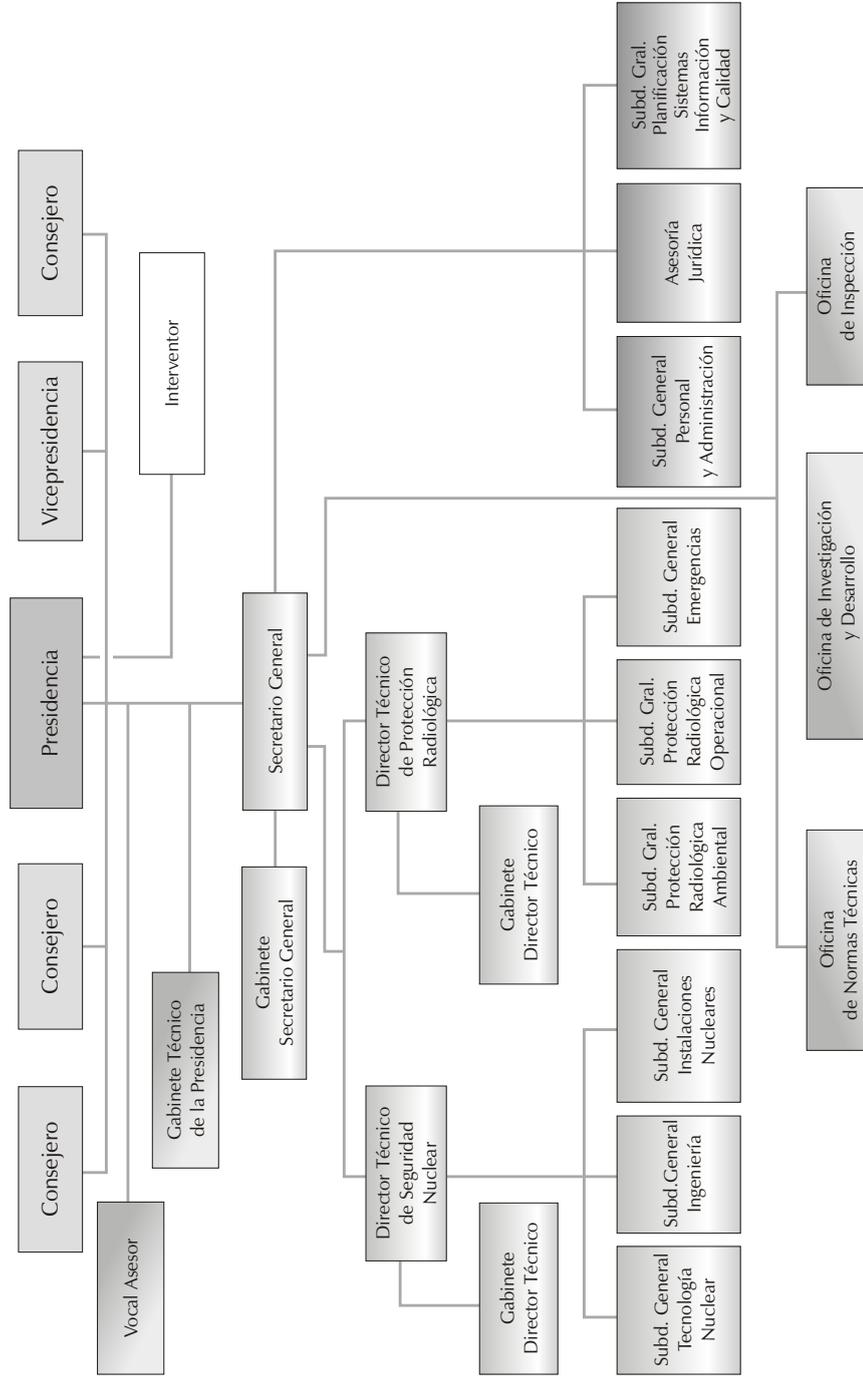
En la sala del Grupo de Apoyo Técnico, y con el objeto de poder realizar sus funciones de proporcionar documentación técnica sobre una determinada instalación al resto de los grupos operativos, se encuentra un archivo donde se localiza la documentación referente a situaciones de emergencia de cada una de las instalaciones nucleares, planes y procedimientos de operación general y de emergencia, planes de vigilancia radiológica, especificaciones técnicas, etc.

Anexo K Organigramas

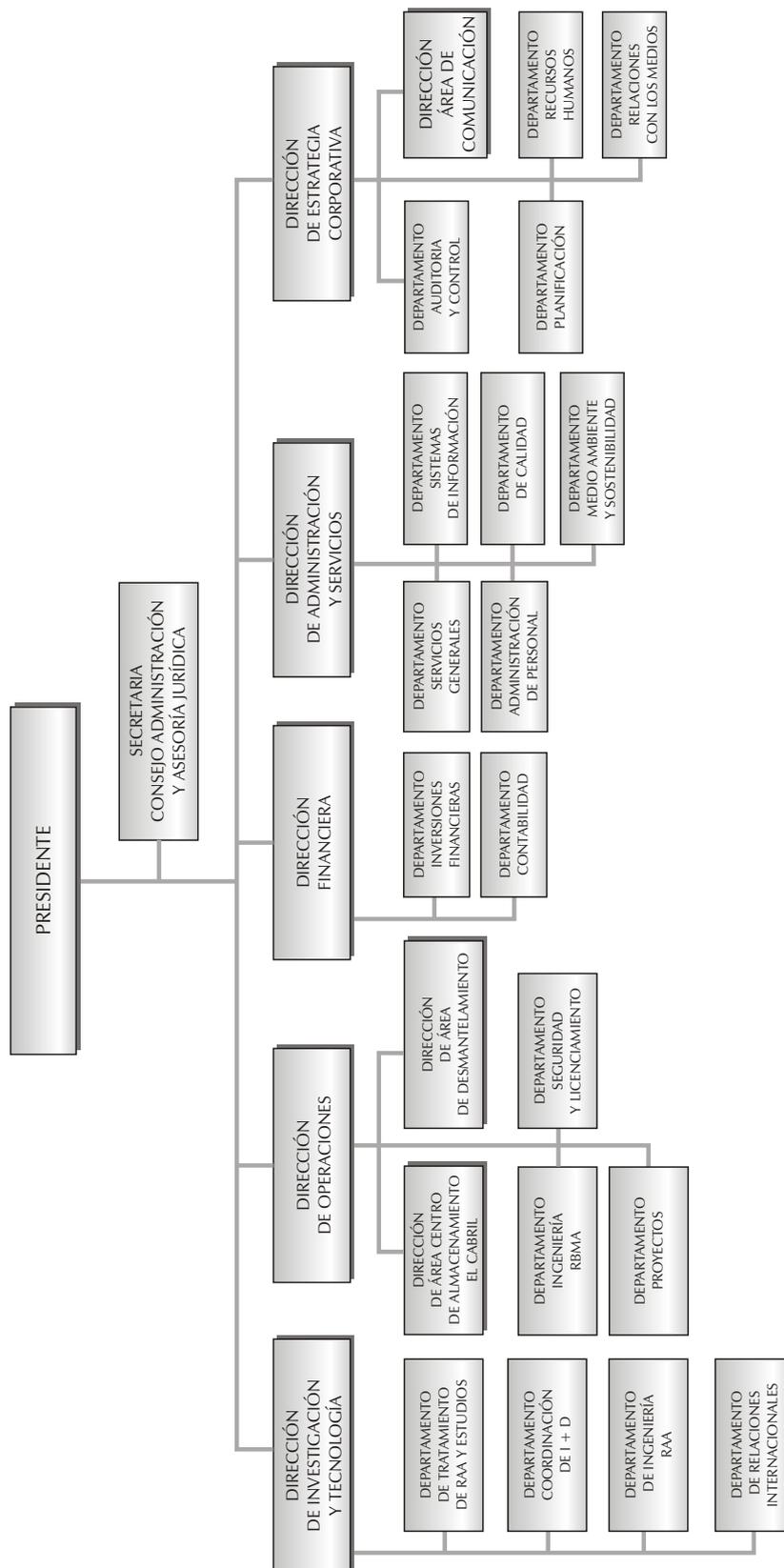
K1. Organigrama del Ministerio de Economía



K.2. Organigrama del CSN



K.3. Organigrama de ENRESA



Anexo L

Siglas y abreviaturas utilizadas

<i>A.E.</i>	<i>Autorización de explotación</i>
<i>AGP</i>	<i>Almacenamiento geológico profundo</i>
<i>ALARA</i>	<i>Tan bajo como sea razonable alcanzar</i>
<i>B.O.E.</i>	<i>Boletín Oficial del Estado</i>
<i>BMI</i>	<i>Ministerio Federal del Interior de Alemania</i>
<i>BWR</i>	<i>Reactor de agua en ebullición</i>
<i>C.A.</i>	<i>Centro de almacenamiento</i>
<i>C.N./CC.NN.</i>	<i>Central/es nuclear/es</i>
<i>CB</i>	<i>Cambio de bastidores</i>
<i>CE</i>	<i>Comunidad Europea</i>
<i>CEE</i>	<i>Comunidad Económica Europea</i>
<i>CFR</i>	<i>Código de Regulaciones Federales de Estados Unidos</i>
<i>CG</i>	<i>Combustible gastado</i>
<i>Ciemat</i>	<i>Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas</i>
<i>CSN</i>	<i>Consejo de Seguridad Nuclear</i>
<i>D.G.</i>	<i>Dirección General</i>
<i>DGPC</i>	<i>Dirección General de Protección Civil</i>
<i>DIA</i>	<i>Declaración de Impacto Ambiental</i>
<i>DOCE</i>	<i>Diario Oficial de las Comunidades Europeas</i>
<i>EAR</i>	<i>Informe de análisis de suceso</i>
<i>ECURIE</i>	<i>Intercambio urgente de información radiológica de la Unión Europea</i>
<i>EE UU</i>	<i>Estados Unidos de América</i>
<i>EFQM</i>	<i>Fundación Europea para la Gestión de la Calidad</i>
<i>EIA</i>	<i>Evaluación de Impacto Ambiental</i>
<i>ENR</i>	<i>Informe de notificación de suceso</i>
<i>ENRESA</i>	<i>Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.</i>
<i>ENUSA</i>	<i>ENUSA Industrias Avanzadas, S.A.</i>
<i>EPS</i>	<i>Estudio Preliminar de Seguridad</i>
<i>ES</i>	<i>Estudio de Seguridad</i>
<i>ETF</i>	<i>Especificaciones Técnicas de Funcionamiento</i>
<i>EURATOM</i>	<i>Comunidad Europea de la Energía Atómica</i>
<i>FUA</i>	<i>Fábrica de Uranio de Andújar</i>

GS	<i>Guía de seguridad</i>
HIFRENSA	<i>Hispano Francesa de Energía Nuclear, S.A.</i>
I+D	<i>Investigación y Desarrollo</i>
IAEA	<i>Siglas de OIEA en inglés</i>
ICRP	<i>Comisión Internacional de Protección Radiológica</i>
II.RR.	<i>Instalaciones radiactivas</i>
INEX	<i>Ejercicio internacional de emergencia nuclear</i>
INPO	<i>Instituto de operaciones nucleares</i>
IOP	<i>Instrucciones de operación</i>
ISO	<i>Organización internacional de normalización</i>
ISOE	<i>Sistema de información sobre exposición ocupacional</i>
JEN	<i>Junta de Energía Nuclear</i>
KTA	<i>Norma técnica nuclear de Alemania</i>
KWU	<i>Kraftwerk Union A.G.</i>
MCDE	<i>Manual de Cálculo de Dosis al Exterior</i>
MER	<i>Informe de suceso diverso</i>
MIMA	<i>Ministerio de Medio Ambiente</i>
MINECO	<i>Ministerio de Economía</i>
MINER	<i>Ministerio de Industria y Energía</i>
NEA-OCDE	<i>Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE</i>
NRC	<i>Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos</i>
NUREG	<i>Publicación técnica de la NRC</i>
O&MR	<i>Advertencias de operación y mantenimiento</i>
O.M.	<i>Orden Ministerial</i>
OCDE	<i>Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico</i>
OIEA	<i>Organismo Internacional de Energía Atómica</i>
OSPAR	<i>Convención para la protección del medio ambiente marino del noreste del Atlántico</i>
PACG	<i>Piscina de almacenamiento de combustible gastado</i>
PCD	<i>Paquete de cambio de diseño</i>
PCP	<i>Programa de control de procesos</i>
PDC	<i>Plan de Desmantelamiento y Clausura</i>
PEN	<i>Plan Energético Nacional</i>
PEP	<i>Permiso de Explotación Provisional</i>
PGRR	<i>Plan General de Residuos Radiactivos</i>
PIMIC	<i>Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat</i>
PLABEN	<i>Plan Básico de Emergencia Nuclear</i>
PLAGERR	<i>Plan de Gestión de Residuos Radiactivos</i>

<i>PVRA</i>	<i>Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental</i>
<i>PVRAP</i>	<i>Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental Pre-operacional</i>
<i>PWR</i>	<i>Reactor de agua a presión</i>
<i>R.D.</i>	<i>Real Decreto</i>
<i>R.G.</i>	<i>Guía Reguladora de la NRC</i>
<i>RAA</i>	<i>Residuos de alta actividad</i>
<i>RBMA</i>	<i>Residuos de baja y media actividad</i>
<i>REVIRA</i>	<i>Red de Vigilancia Radiológica Ambiental</i>
<i>RINR</i>	<i>Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas</i>
<i>RPS</i>	<i>Revisión Periódica de Seguridad</i>
<i>RPSRI</i>	<i>Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes</i>
<i>SACOP</i>	<i>Sala de Coordinación Operativa</i>
<i>SALEM</i>	<i>Sala de Emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear</i>
<i>SEN</i>	<i>Notificación de suceso significativo</i>
<i>SEPI</i>	<i>Sociedad Española de Participaciones Industriales</i>
<i>SER</i>	<i>Informe de suceso significativo</i>
<i>SOER</i>	<i>Informe de experiencia de operación significativa</i>
<i>S-T</i>	<i>Separación y transmutación</i>
<i>UKAEA</i>	<i>Autoridad de Energía Nuclear del Reino Unido</i>
<i>UNESA</i>	<i>Asociación Española de la Industria Eléctrica</i>
<i>UPC</i>	<i>Universidad Politécnica de Cataluña</i>
<i>USNRC</i>	<i>Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos</i>
<i>WANO</i>	<i>Asociación mundial de operadores nucleares</i>

