



ESPAÑA

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

Segundo Informe Nacional

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

Segundo Informe Nacional

Octubre 2005

Índice

SECCIÓN A. INTRODUCCIÓN	1
A.1. <i>Presentación del informe</i>	3
A.2. <i>Marco para la gestión del combustible gastado y la gestión de los residuos radiactivos en España</i>	4
A.3. <i>Acciones desarrolladas en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos en España</i>	5
SECCIÓN B. POLÍTICAS Y PRÁCTICAS	9
B.1. <i>Política y estrategia general en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado</i>	11
B.1.1. <i>El Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR)</i>	11
B.1.2. <i>La relación contractual entre ENRESA y los productores</i>	12
B.2. <i>Clasificación de los residuos radiactivos</i>	13
B.3. <i>Generación de combustible gastado y residuos radiactivos</i>	14
B.4. <i>Políticas y prácticas de gestión del combustible gastado</i>	15
B.4.1. <i>Almacenamiento temporal</i>	16
B.4.2. <i>Gestión definitiva</i>	18
B.5. <i>Políticas y prácticas de gestión de los residuos radiactivos</i>	19
SECCIÓN C. ÁMBITO DE APLICACION	23
SECCIÓN D. INVENTARIOS Y LISTAS	27
D.1. <i>Instalaciones de gestión de combustible gastado</i>	29
D.2. <i>Inventario de combustible gastado</i>	32
D.3. <i>Instalaciones de gestión de residuos radiactivos</i>	33
D.4. <i>Inventario de residuos radiactivos</i>	39
D.5. <i>Instalaciones en fase de clausura</i>	39
D.6. <i>Instalaciones clausuradas</i>	42

SECCIÓN E. SISTEMA LEGISLATIVO Y REGULADOR	47
<i>Artículo 18. Implementación de las medidas</i>	<i>49</i>
<i>Artículo 19. Marco legislativo y regulador</i>	<i>50</i>
19.1. <i>Principales novedades en la legislación de gestión del combustible gastado y residuos radiactivos</i>	<i>51</i>
19.2. <i>Novedades en el régimen de autorización de instalaciones</i>	<i>52</i>
19.2.1. <i>Autorizaciones necesarias en el licenciamiento de instalaciones nucleares y radiactivas</i>	<i>52</i>
19.2.2. <i>Modificaciones significativas del sistema de licenciamiento</i>	<i>54</i>
19.3. <i>Sistema de inspección y evaluación de las instalaciones nucleares y radiactivas.</i>	<i>55</i>
19.4. <i>Régimen sancionador en materia de instalaciones nucleares</i>	<i>55</i>
19.5. <i>Asignación de responsabilidades</i>	<i>55</i>
19.6. <i>Valoración del cumplimiento</i>	<i>57</i>
<i>Artículo 20. Órgano regulador</i>	<i>57</i>
20.1. <i>Autoridades responsables de la aplicación del marco legislativo</i>	<i>58</i>
20.2. <i>Novedades normativas en el CSN</i>	<i>60</i>
20.3. <i>Valoración del cumplimiento</i>	<i>62</i>
SECCIÓN F. OTRAS DISPOSICIONES RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD	63
<i>Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia</i>	<i>65</i>
21.1. <i>Responsabilidad del titular con respecto a la seguridad</i>	<i>65</i>
21.2. <i>Responsabilidad por daños nucleares.</i>	<i>66</i>
21.3. <i>Actividades de control regulador</i>	<i>66</i>
21.4. <i>Valoración del cumplimiento</i>	<i>67</i>
<i>Artículo 22. Recursos humanos y financieros</i>	<i>67</i>
22.1. <i>Disponibilidad y cualificación de recursos humanos.</i>	<i>67</i>
22.2. <i>Disponibilidad de recursos financieros</i>	<i>69</i>
22.3. <i>Valoración del cumplimiento</i>	<i>70</i>
<i>Artículo 23. Garantía de calidad</i>	<i>71</i>
23.1. <i>Programa de garantía de calidad en la gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos</i>	<i>71</i>
23.2. <i>Sistema de inspección y evaluación de los programas de garantía de calidad</i>	<i>72</i>
23.3. <i>Valoración del cumplimiento</i>	<i>73</i>
<i>Artículo 24. Protección radiológica operacional</i>	<i>73</i>
24.1. <i>Protección de los trabajadores.</i>	<i>74</i>
24.2.1. <i>Medidas adoptadas para asegurar que la exposición a las radiaciones se mantenga al nivel más bajo que sea razonablemente alcanzable.</i>	<i>74</i>
24.2.2. <i>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</i>	<i>76</i>

24.2. Protección del público.	79
24.2.1. Limitación de las descargas en las instalaciones nucleares	80
24.2.2. Verificación del cumplimiento de los límites de descarga	80
24.2.3. Control de las descargas.	81
24.2.4. Descargas no planificadas o no controladas	84
24.3. Valoración del cumplimiento	84
Artículo 25. Preparación para casos de emergencia.	84
25.1. Asignación de responsabilidades ante situaciones de emergencia	85
25.2. Marco legislativo y regulador ante situaciones de emergencia	85
25.3. Aplicación de las medidas de preparación para emergencias, incluido el papel del organismo regulador y otras entidades.	87
25.4. Capacitación y entrenamiento: Simulacros y ejercicios	89
25.5. Arreglos en el plano internacional, incluso con los países vecinos, según sea necesario	90
25.6. Valoración del cumplimiento	91
Artículo 26. Clausura.	92
26.1. Organización y responsabilidades del desmantelamiento	92
26.2. Financiación del desmantelamiento.	93
26.3. Protección radiológica y emergencias durante el desmantelamiento	94
26.4. Archivo documental para el desmantelamiento y clausura	94
26.5. Valoración del cumplimiento	95
SECCION G. SEGURIDAD DE LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO.	97
Artículo 4. Requisitos generales de seguridad.	99
4.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de condiciones subcríticas y la remoción de calor	100
4.1.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de las condiciones subcríticas	101
4.1.2. Medidas para garantizar la adecuada remoción de calor	102
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	103
4.3. Medidas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado	103
4.4. Medidas para la protección de las personas, la sociedad y el medio ambiente	104
4.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado.	105
4.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para las generaciones presentes	105

4.7.	<i>Medidas para evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras</i>	<i>106</i>
4.8.	<i>Valoración del cumplimiento.</i>	<i>106</i>
Artículo 5.	<i>Instalaciones existentes</i>	<i>106</i>
5.1.	<i>Cambios en las instalaciones existentes</i>	<i>107</i>
5.2.	<i>Medidas adoptadas para la revisión de la seguridad de las instalaciones existentes</i>	<i>108</i>
5.3.	<i>Valoración del cumplimiento.</i>	<i>108</i>
Artículo 6.	<i>Emplazamiento de las instalaciones proyectadas</i>	<i>108</i>
6.1.	<i>Medidas para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad</i>	<i>109</i>
6.2.	<i>Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante</i>	<i>110</i>
6.3.	<i>Información al público sobre la seguridad de las instalaciones</i>	<i>111</i>
6.4.	<i>Arreglos de Carácter Internacional</i>	<i>111</i>
6.5.	<i>Valoración del Cumplimiento</i>	<i>112</i>
Artículo 7.	<i>Diseño y construcción de las instalaciones</i>	<i>112</i>
7.1.	<i>Medidas para la concesión de autorizaciones</i>	<i>113</i>
7.2.	<i>Tecnologías Utilizadas para el Almacenamiento de Combustible Gastado</i>	<i>114</i>
7.3.	<i>Valoración del cumplimiento.</i>	<i>115</i>
Artículo 8.	<i>Evaluación de la seguridad de las instalaciones</i>	<i>115</i>
8.1.	<i>Requisitos legales y reglamentarios</i>	<i>115</i>
8.2.	<i>Proceso de licenciamiento de las instalaciones existentes</i>	<i>116</i>
8.3.	<i>Marco general de los análisis y las evaluaciones de seguridad</i>	<i>117</i>
8.4.	<i>Valoración del cumplimiento.</i>	<i>118</i>
Artículo 9.	<i>Operación de instalaciones</i>	<i>118</i>
9.1.	<i>Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional</i>	<i>119</i>
9.2.	<i>Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas</i>	<i>120</i>
9.3.	<i>Servicios de ingeniería y apoyo técnico</i>	<i>120</i>
9.4.	<i>Notificación de incidentes</i>	<i>121</i>
9.5.	<i>Clausura</i>	<i>121</i>
9.6.	<i>Valoración del cumplimiento.</i>	<i>121</i>
Artículo 10.	<i>Almacenamiento definitivo del combustible gastado</i>	<i>121</i>
SECCIÓN H. SEGURIDAD DE LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS		123
Artículo 11.	<i>Requisitos generales de seguridad</i>	<i>125</i>
11.1.	<i>Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor</i>	<i>125</i>
11.2.	<i>Medidas adoptadas para asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible</i>	<i>126</i>

11.3. Medidas adoptadas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos	127
11.4. Medidas para prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente	128
11.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de residuos radiactivos.	129
11.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para la generación presente.	130
11.7. Medidas adoptadas para procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras	130
11.8. Valoración del cumplimiento.	131
Artículo 12. Instalaciones existentes y prácticas en el pasado.	131
12.1. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la instalación de El Cabril	131
12.1.1. Revisiones periódicas de la seguridad	132
12.1.2. Actividades reglamentarias de control de la seguridad y protección radiológica en el C.A. El Cabril	132
12.1.3. Programas de vigilancia y control.	133
12.2. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la gestión de los residuos de baja y media actividad en las instalaciones nucleares españolas	133
12.2.1. Tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento temporal de los RBMA	133
12.2.2. Seguridad en la gestión de los residuos de muy baja actividad susceptibles de gestión convencional mediante su desclasificación.	134
12.3. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la gestión de los residuos de baja y media actividad en las instalaciones radiactivas españolas.	135
12.4. Prácticas anteriores relacionadas con la gestión de los residuos de baja y media actividad	135
12.5. Valoración del cumplimiento.	135
Artículo 13. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas	136
13.1. Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad	137
13.2. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante	139
13.3. Información al Público sobre la Seguridad de las Instalaciones.	140
13.4. Arreglos de Carácter Internacional	140
13.5. Valoración del Cumplimiento	140
Artículo 14. Diseño y construcción de las instalaciones.	141
14.1. Limitación de las posibles consecuencias radiológicas sobre las personas, el medio ambiente y la sociedad.	141
14.2. Disposiciones Técnicas para la Clausura de Instalaciones de Gestión de Residuos Radiactivos	143

14.3. Disposiciones Técnicas para el Cierre de la Instalación de Disposición Final de Residuos Radiactivos	143
14.4. Tecnologías Utilizadas para la Gestión de Residuos Radiactivos	144
14.5. Valoración del Cumplimiento	145
Artículo 15. Evaluación de la seguridad de las instalaciones	145
15.1. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad	146
15.2. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad.	146
15.3. Medidas adoptadas antes de la operación de instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad.	147
15.4. Valoración del cumplimiento	147
Artículo 16. Operación de las instalaciones.	147
16.1. Gestión de residuos en instalaciones nucleares y radiactivas.	148
16.1.1. Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional	148
16.1.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas	150
16.1.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico	150
16.1.4. Caracterización y segregación de residuos.	151
16.1.5. Notificación de incidentes	153
16.2. Gestión de los residuos radiactivos en El Cabril.	153
16.2.1. Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional	153
16.2.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas	155
16.2.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico	156
16.2.4. Caracterización y segregación de residuos.	156
16.2.5. Notificación de incidentes	157
16.3. Valoración del cumplimiento.	158
Artículo 17. Medidas institucionales después del cierre	158
17.1. Custodia documental	159
17.2. Período de cumplimiento tras la clausura o cierre	159
17.3. Controles institucionales y previsiones futuras	159
17.4. Previsiones de posibles intervenciones de remedio	160
17.5. Valoración del cumplimiento.	161
SECCIÓN I. MOVIMIENTOS TRANSFRONTERIZOS	163
Artículo 27. Movimientos transfronterizos	165
27.1. Desarrollo normativo.	166
27.2. Experiencia en España	166
27.3. Valoración del cumplimiento.	167

SECCIÓN J. FUENTES SELLADAS EN DESUSO	169
<i>Artículo 28. Fuentes selladas en desuso</i>	<i>171</i>
28.1. <i>Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final tienen lugar de manera segura</i>	<i>171</i>
28.2. <i>Readmisión en territorio español de fuentes selladas en desuso</i>	<i>174</i>
28.3. <i>Valoración del cumplimiento.</i>	<i>174</i>
SECCION K. ACTIVIDADES PLANIFICADAS PARA MEJORAR LA SEGURIDAD	175
K.1. <i>Desarrollo normativo en relacion con la seguridad en la gestion del combustible gastado y los residuos radiactivos</i>	<i>176</i>
K.2. <i>Implantación de los planes de gestion de residuos radiactivos en las instalaciones productoras</i>	<i>178</i>
K.3. <i>Construccion de un almacen temporal centralizado (ATC)</i>	<i>178</i>
SECCIÓN L. ANEXOS	181
<i>Anexo A. Normativa de derecho interno en el ámbito de la energía nuclear y los residuos radiactivos</i>	<i>183</i>
1. <i>Normas de rango legal</i>	<i>183</i>
2. <i>Normas de rango reglamentario</i>	<i>183</i>
3. <i>Instrucciones técnicas</i>	<i>184</i>
4. <i>Guías de seguridad.</i>	<i>185</i>
<i>Anexo B. Proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas</i>	<i>190</i>
1. <i>Sistema de licenciamiento de instalaciones nucleares</i>	<i>190</i>
2. <i>Sistema de licenciamiento de instalaciones radiactivas.</i>	<i>195</i>
3. <i>La información y la participación públicas en el proceso de autorización de instalaciones</i>	<i>197</i>
<i>Anexo C. Referencias a informes oficiales nacionales e internacionales relacionados con la seguridad</i>	<i>199</i>
<i>Informes Nacionales</i>	<i>199</i>
<i>Informes Internacionales</i>	<i>199</i>
<i>Anexo D. Referencias a informes de misiones internacionales de examen realizadas a petición de una parte contratante.</i>	<i>200</i>
<i>Anexo E. Artículo 25. Organización del CSN para situaciones de emergencia</i>	<i>201</i>
<i>Anexo F. Organigramas de los organismos e instituciones implicados en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado</i>	<i>205</i>
F1. <i>El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC)</i>	<i>205</i>
F2. <i>Organigrama del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)</i>	<i>206</i>
F2. <i>Organigrama de ENRESA</i>	<i>207</i>
<i>Anexo G. Siglas y abreviaturas utilizadas</i>	<i>208</i>

Sección A

Introducción

A.1. Presentación del informe

El presente documento constituye el Segundo 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.

Este informe será examinado en la reunión de revisión de las Partes Contratantes prevista en el artículo 30 de esta Convención, que comenzará el 15 de mayo de 2006. En su elaboración han participado el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC), el Consejo de Seguridad Nuclear, (CSN) y la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA). La información y datos contenidos en él se refieren a los disponibles a 31 de diciembre de 2004, salvo cuando expresamente se especifique otra fecha.

Se pretende que este informe constituya un documento no sólo expositivo, sino también crítico y valorativo. En este sentido, los criterios y directrices en la redacción de este informe han sido los siguientes:

- ✓ Como punto de partida, 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 el artículo 29 de la Convención.
- ✓ Se han evitado, en lo posible, las duplicidades con el primer Informe Nacional, destacando los progresos realizados o novedades habidas desde el anterior, incluyendo los datos y explicaciones necesarias para justificar el cumplimiento o no de cada artículo.
- ✓ Se han tenido en cuenta los comentarios y sugerencias surgidos durante el proceso de revisión del Informe Nacional anterior.
- ✓ Al final del apartado correspondiente a cada artículo se realiza una valoración del cumplimiento en España de los requisitos establecidos en el mismo y, de manera general, en la [Sección K](#) se identifican los aspectos que se considera que deben ser mejorados y las medidas que se pretende adoptar para ello.

En este 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 término “desecho radiactivo” en su acepción recogida en el artículo 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 las instalaciones denominadas por la ley nacional “instalaciones nucleares” –es decir, 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 legislación española se califican como “instalaciones radiactivas”, cuando en estas se produzca, manipule o almacene material radiactivo.

A.2. Marco para la gestión del combustible gastado y la gestión de los residuos radiactivos en España

España dispone de la infraestructura necesaria para la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos, desde los puntos 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.

El *Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC)* 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 gestión de los residuos radiactivos y el combustible nuclear gastado. En la Sección E, [apartado 20.1](#) se incluye una descripción con más detalle sobre sus funciones y organización.

El *Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)* tiene la responsabilidad exclusiva en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Toda autorización otorgada por el MITYC está sujeta a un informe obligatorio y vinculante del CSN. Igualmente se proporciona más información sobre él en la Sección E, [apartado 20.1](#).

El *Ministerio de Medio Ambiente (MIMA)* participa en el proceso de licenciamiento formulando, conjuntamente con el Consejo de Seguridad Nuclear, la Declaración de Impacto Ambiental.

Por último, la *Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA)* es la empresa autorizada en España para prestar los servicios de almacenamiento, transporte y manipulación de los residuos radiactivos y el combustible nuclear gastado. Fue creada por Real Decreto en 1984, está participada por el CIEMAT, un centro de investigación nacional dependiente del Ministerio de Educación y Ciencia, y la Sociedad Española de Participaciones Industriales (SEPI), que depende del Ministerio de Economía y Hacienda. En la Sección E, [apartado 19.5](#), se hace una referencia más extensa a ENRESA.

En la [figura 1](#) se muestra el marco institucional en España en relación con la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos.

El combustible gastado que se gestiona en España procede de la operación de los nueve reactores nucleares ubicados en siete emplazamientos. En estos siete emplaza-

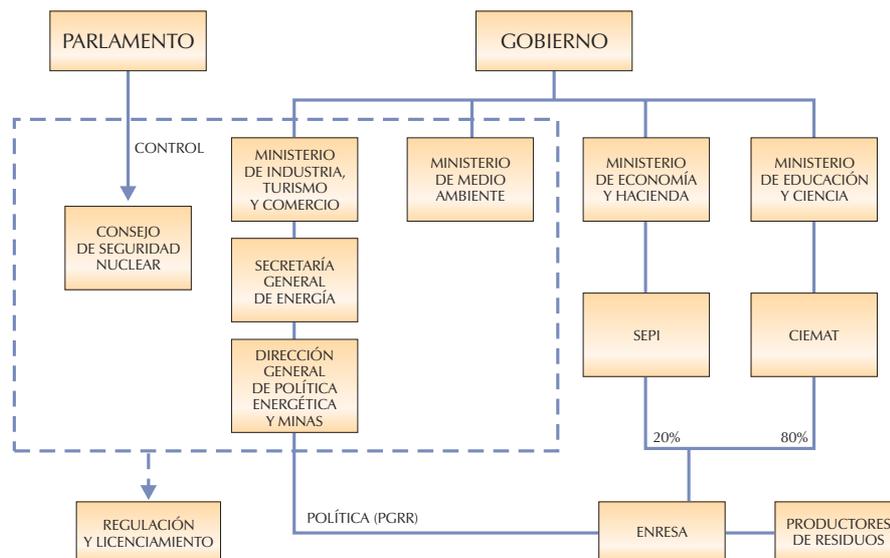


Figura 1. Marco Institucional.

mientos se encuentran las centrales nucleares: José Cabrera, Santa María de Garoña, Almaraz I y II, Ascó I y II, Cofrentes, Vandellós II y Trillo. Estas centrales son también, de acuerdo con la Convención, instalaciones de gestión de residuos radiactivos.

En España hay además otras instalaciones nucleares en operación: la Fábrica de combustible de Juzbado en Salamanca, la instalación nuclear del CIEMAT en Madrid y el Centro de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana (El Cabril) en la provincia de Córdoba.

En fase de clausura se encuentran la antigua central nuclear Vandellós I (Tarragona), la Planta Elefante de producción de concentrados de uranio y las instalaciones mineras, estas dos última ubicadas en Saelices el Chico (Salamanca).

Se encuentran ya clausurados la Fábrica de uranio de Andujar (FUA) en la provincia de Jaén y los reactores nucleares experimentales Argos en Barcelona y Arbi en Bilbao.

En la [figura 2](#) se muestra la situación de las centrales, reactores e instalaciones, así como el número de instalaciones radiactivas generadoras de residuos radiactivos en cada provincia –el total en España, a 31 de diciembre de 2004, es de 1330-.

Por otra parte, es de destacar que en este momento no existe en España proyecto alguno de construcción de nuevas centrales nucleares.

A.3. Acciones desarrolladas en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos en España

En el último Informe Nacional presentado por España (su Sección K), amén de la reunión de revisión de este, se pusieron de manifiesto algunos puntos sobre los que ha-

bría que continuar trabajando en el ámbito de la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, así como sobre los que habría que informar con mayor detalle en informes posteriores. Concretamente:

- ✓ En la Sección K del informe anterior se habían señalado tres áreas donde podrían efectuarse mejoras: el ámbito normativo, tanto de residuos de alta actividad (RAA) y combustible gastado (CG) como de residuos de baja y media actividad (RBMA); los Planes de Gestión de Residuos Radiactivos (PLAGERR) en instalaciones productoras; y los planes de emergencia.
- ✓ Entre los comentarios dirigidos a España en el proceso de revisión del primer Informe Nacional, se señaló la conveniencia de especificar los pasos que se están tomando para concretar la política de gestión final de RAA y CG a partir del año 2010. En aquella revisión también se solicitó la inclusión de más datos sobre el control institucional de minas y colas de estériles en el próximo informe nacional.

En los últimos años, las instituciones y organismos implicados en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado han trabajado en las direcciones apuntadas entonces, y esto ha incidido en la mejora de algunas prácticas y la promulgación de determinados actos normativos.

- ✓ En el *ámbito normativo* de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos, se ha promulgado el Real Decreto 1349/2003 sobre ordenación de las actividades de ENRESA y su financiación. Este Real Decreto reagrupa normativa antes dispersa sobre las actividades de ENRESA y adapta sus preceptos a la realidad actual. Se han actualizado los cometidos de ENRESA y redefinido las modalidades de contraprestación económica por los servicios que presta.

Además, el Real Decreto Ley 5/2005, de reformas urgentes para el impulso de la productividad y para la mejora de la contratación pública, introduce tres novedades importantes en el campo de la gestión de residuos radiactivos:

- En primer lugar, modifica el sistema de financiación de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos de las CC.NN. así como su desmantelamiento, estableciendo un sistema en el que los titulares de las CC.NN. serán quienes se hagan cargo de dicha financiación a partir del 1 de abril de 2005.
- Establece que el Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo.
- Asimismo, establece que el Estado asumirá la vigilancia que pudiera producirse tras la clausura de una instalación nuclear o radiactiva una vez haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

A esta nueva normativa se hace referencia particularmente en la Sección E, [artículo 19](#) (marco legislativo y regulatorio), así como en la Sección F, [artículo 22](#) (recursos financieros), aparte de las referencias a novedades normativas que se han realizado donde ha sido pertinente, a lo largo del informe.

- ✓ Respecto a la gestión final de los residuos radiactivos de alta actividad y combustible gastado, cuya decisión se pospuso hasta después de 2010, puede



Figura 2. Situación de centrales, reactores e instalaciones.

señalarse que se encuentra en fase de elaboración el Sexto Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), cuya aprobación está prevista para finales de 2005. Este nuevo Plan establecerá la estrategia actualizada para la gestión de estos materiales, así como aquellas actuaciones que, en su caso, puedan proporcionar un soporte al proceso de toma de decisiones.

Como se indica en este informe, el objetivo fundamental es la construcción de un almacén temporal centralizado para los RAA y CG que deberá estar en operación en el año 2010, procedente de las instalaciones nucleares españolas. En lo referido a la gestión definitiva, continuarán realizándose trabajos para investigar las posibilidades del almacenamiento geológico profundo, así como en torno a técnicas de tratamiento tales como la separación y transmutación. Todo ello se recogerá en un informe de opciones, el cual constituirá un elemento importante en el proceso de toma de decisiones.

En relación con la gestión final de RAA y CG, las novedades de gestión y de planificación son referidas en la Sección G, [artículo 10](#) (disposición final del CG), y las políticas y prácticas de manera general se enuncian en la [Sección B](#).

- ✓ Respecto al *control institucional de las minas y colas de estériles de uranio tras su restauración*, como se ha indicado, el RD Ley 5/2005, de reformas urgentes para el impulso a la productividad y para la mejora de la contratación pública, establece que el Estado asumirá la vigilancia que pudiera requerirse tras la clausura de una instalación, una vez haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

Este tema se contempla en la Sección H del informe, [artículo 17](#) –medidas institucionales después del cierre–.

- ✓ En lo tocante a los *PLAGERR*, como se indica en la [Sección H](#) de este informe, y como ya se anunciaba en el Informe Nacional anterior, se han realizado algunas mejoras en su desarrollo e implementación, y su proceso de mejora continúa en marcha.
- ✓ Por último, se han redefinido las directrices de los *planes de emergencia*, con la aprobación de un nuevo Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN) en 2004. En la Sección F de este informe, [Artículo 25](#) (preparación para casos de emergencia), se proporcionan más detalles sobre este aspecto.

Sección B

Políticas y prácticas

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el Artículo 32 párrafo 1 de la Convención.

Art. 32.1.: De conformidad con las disposiciones del artículo 30, cada Parte Contratante presentará un informe nacional en cada reunión de revisión de las Partes Contratantes. El informe tratará de las medidas adoptadas para cumplir cada una de las obligaciones de la Convención. El informe de cada Parte Contratante tratará también sobre lo siguiente:

- i. Políticas de gestión de combustible gastado;*
- ii. Prácticas de gestión de combustible gastado;*
- iii. Políticas de gestión de desechos radiactivos;*
- iv. Prácticas de gestión de desechos radiactivos;*
- v. Criterios empleados para definir y clasificar por categorías los desechos radiactivos.*

B.1. Política y estrategia general en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado

B.1.1. El Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR)

El Gobierno establece las líneas generales de la política nacional de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado a través del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR).

En el PGRR se fija cada cuatro años el marco de referencia para las estrategias nacionales de gestión de combustible gastado y residuos radiactivos. Este Plan es un documento oficial elaborado por ENRESA y remitido al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC) en cumplimiento de lo dispuesto en la normativa vigente¹. Ha de ser elevado por el MITYC al Gobierno y, tras su aprobación, comunicado a las Cortes Generales.

¹ Arts. 2 y 6 del RD 1349/2003, de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA), y su financiación. BOE núm. 268 de 8 de noviembre 2003, pp. 39654 y ss.

El PGRR, según establece la normativa, ha de contener:

- ✓ Las actuaciones necesarias y las soluciones técnicas previstas para la gestión de residuos radiactivos y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares y, en su caso, radiactivas, durante el horizonte temporal del Plan.
- ✓ Previsiones de tipo económico y financiero para llevar a cabo estas actuaciones.

El PGRR actualmente en vigor es el Quinto, aprobado en julio de 1999. A lo largo de 2005 se prevé la aprobación del Sexto PGRR.

B.1.2. La relación contractual entre ENRESA y los productores

Base legal y objeto del contrato

El productor que genera residuos radiactivos está obligado a optar por una de estas dos vías²:

- 1) Contar con instalaciones especiales para el almacenamiento, transporte y manipulación de los residuos radiactivos que genera.
- 2) Establecer, mediante contrato o cualquier título válido en Derecho, la utilización de instalaciones especiales de empresas debidamente autorizadas. Para realizar estas actividades se ha constituido ENRESA.

De este modo, se establece entre ENRESA y los productores una relación contractual basada en contratos-tipo que deben ser aprobados por el MITYC y se extiende a dos ámbitos:

- ✓ En la gestión de residuos, ENRESA define las condiciones para la recepción de residuos de los productores y promueve las acciones necesarias de optimización; en tanto que los productores acondicionan los residuos generados según estas instrucciones y contribuyen a la optimización y mejora del sistema obtenido.
- ✓ En la clausura y desmantelamiento, ENRESA define las condiciones, y los productores participan en los planes de clausura y desmantelamiento de sus instalaciones.

Obligaciones de las partes

En cualquiera de estos dos casos, los contratos llevados a cabo entre ENRESA y los productores estarán regidos por las siguientes directrices³:

- 1) El plazo del contrato se extenderá hasta el final de la vida de las instalaciones, incluyendo su desmantelamiento,

²Art. 3 del RD 1349/2003, de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA), y su financiación. BOE núm. 268 de 8 de noviembre 2003, pp. 39654 y ss.

³Arts. 5 y 7 del RD 1349/2003, de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA), y su financiación. BOE núm. 268 de 8 de noviembre 2003, pp. 39654 y ss.

- 2) La contraprestación económica de los servicios realizados podrá adoptar diversas modalidades previstas en la ley, ya se trate de precios o porcentajes fijados sobre el producto final, ya de facturación a los que generan los residuos, como en el caso de la utilización de radioisótopos en la industria, medicina, agricultura e investigación. Estos precios y tarifas se calculan teniendo en cuenta las estimaciones del Plan General de Residuos, y se destinan a la dotación de un Fondo para la Financiación de las actividades del citado Plan. El sistema de financiación se detalla en la Sección F de este informe (Art. 22, Recursos humanos y financiación).

B.2. Clasificación de los 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:

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 Industria, Turismo y Comercio), previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.

La clasificación de residuos radiactivos en España desde el punto de vista de su gestión, de acuerdo con los criterios adoptados por el OIEA⁴ y las Comunidades Europeas⁵, consta de las siguientes categorías:

- ✓ Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA): aquellos cuya actividad se debe principalmente a la presencia de radionucleidos emisores beta o gamma, de período corto o medio (inferior a 30 años) y cuyo contenido en radionucleidos de vida larga es muy bajo y se encuentra limitado.

Este grupo 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 MITYC.

- ✓ Residuos de Alta Actividad (RAA): los que contienen radionucleidos emisores alfa de vida larga en concentraciones apreciables por encima de 0,37 GBq/t, de período de semidesintegración superior a 30 años, llegando a alcanzar decenas de miles de años.

Esta categoría 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 almacenamiento geológico profundo.

En la [tabla 1](#) se ofrece una relación de la clasificación de los residuos radiactivos con sus vías de gestión en práctica o previstas.

⁴Serie de Seguridad Nº. 111-G-1.1 Clasificación de residuos radiactivos. Guía de Seguridad. (OIEA, Viena, 1994)

⁵Recomendación de la Comisión Europea sobre un sistema de clasificación para residuos radiactivos sólidos, 1999/669/EC, EURATOM; 15 de septiembre de 1999.

Tabla 1
Clasificación de los residuos radiactivos.

Actividad inicial	período Radiactivo	
	Vida corta y media Principales elementos <30 años	Vida larga Principales elementos >30 años
Muy Baja (RBBA)	En licenciamiento, 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	

B.3. Generación de combustible gastado y residuos radiactivos

Para los datos que se ofrecen a continuación se toma el siguiente escenario de referencia:

1. Parque nuclear actual con siete centrales nucleares (9 reactores) y una potencia eléctrica instalada de 7.876 Mwe.
2. 40 años de vida útil de las CC.NN., excepto la C.N. José Cabrera.
3. Ciclo abierto de combustible sin que se produzca reprocesado del combustible gastado en el extranjero.
4. Los trabajos de desmantelamiento completo de las CC.NN. actualmente en operación se inician a partir de 3 años desde su parada definitiva.

El volumen total de residuos radiactivos a gestionar en España, ya acondicionados y susceptibles de ser almacenados de forma definitiva en El Cabril, asciende a unos 176.000 m³, para los RBMA, un 57% de los cuales, es decir unos 100.000 m³, podrían ser gestionados de forma específica por tener una actividad muy baja (RBBA).

Por otra parte, el volumen total de los residuos no susceptibles de almacenamiento final en El Cabril se eleva a unos 13.000 m³, de los cuales unos 10.000 m³ serían combustible gastado y el resto otros residuos de media o alta actividad.

El esquema de la [figura 3](#) representa las magnitudes y orígenes de estos residuos.

En cuanto a la *generación de combustible gastado y residuos de alta actividad*, se calcula que habrá que gestionar unas 6.700 tU de combustible gastado. A esto habrá que añadir residuos que no se encuentran de momento en España, pero cuyo retorno se espera:

- ✓ Procedentes del reprocesado en Francia de combustible gastado de Vandellós I, debiendo ser devueltos a España a partir de 2010, 13 m³ de residuos de alta actividad vitrificados, y 670 m³ de residuos de media actividad de distintos tipos.
- ✓ Procedentes del reprocesado en Reino Unido de combustible gastado de Santa María de Garoña, enviados antes de 1983, pequeñas cantidades de material fisionable (U y Pu).

En cuanto a la *generación de residuos de baja y media actividad*, la [figura 4](#) da una idea de su tipología, cantidad y origen.

Por lo que toca a los *estériles de minería y de producción de concentrados de uranio*, ha de advertirse de que ya no quedan instalaciones de minería operativas en España, hallándose algunas en fase de restauración y otras restauradas. Una visión detallada de estériles y concentrados asociados a cada instalación puede hallarse en la [Sección D](#) (Inventarios y listas).

B.4.

Políticas y prácticas de gestión del combustible gastado

En el Plan Energético Nacional (PEN), establecido por el Gobierno para el período 1983-1992, el combustible irradiado procedente de los reactores nucleares de agua ligera se consideraba como residuo sin abordar su reprocesado. Con ello se establecía una política de ciclo abierto del combustible nuclear. En este PEN se basó el primer PGRR, aprobado en 1987, al determinar lo siguiente:

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 central de Vandellós I, que se envía a Francia para dicho tratamiento.

Esta formulación cambió con el 5º PGRR, aprobado en julio de 1999. El nuevo PGRR distingue claramente entre el combustible gastado y los residuos de alta actividad y es-

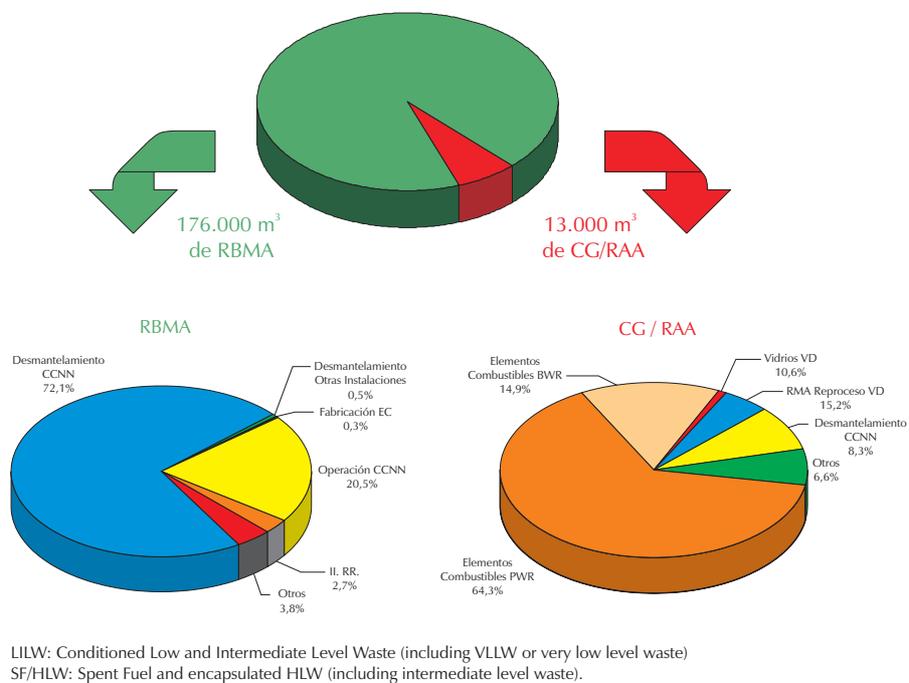


Figura 3. Representación proporcional del volumen de residuos radiactivos generados en España.

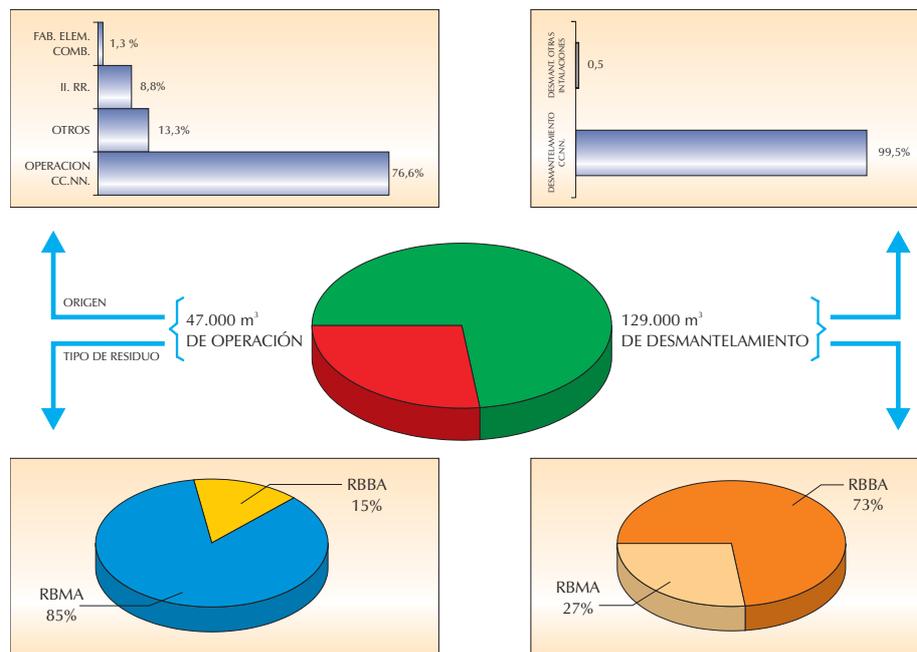


Figura 4. Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA/RBBA).

tablece que, en cuanto al combustible gastado, hay que referirse a las posibilidades existentes de su gestión directa como tal (ciclo abierto) o su reprocesado para la recuperación de los materiales fisionables y reutilización como combustible nuevo (ciclo cerrado).

No obstante lo anterior, para propósitos de cálculo económico y de planificación, el 5º PGRR está basado en el escenario del ciclo abierto. El único combustible gastado reprocesado hasta la fecha ha sido el generado por la central nuclear Vandellós I, enviado a Francia, y algunas cantidades enviadas por las centrales José Cabrera y Sta. M^a de Garoña, antes de 1983, al Reino Unido. Vandellós I dejó de operar en 1989 y por razones técnicas hubo de reprocesarse su combustible en su totalidad.

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

B.4.1. Almacenamiento temporal

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 gradual con los siguientes pasos:

1. *Cambio de bastidores* para un máximo aprovechamiento del espacio existente en las piscinas de las centrales nucleares.

2. Complemento, según las necesidades, de la capacidad de almacenamiento de las piscinas mediante *tecnologías de almacenamiento en seco*.
3. Construcción de un *almacén temporal centralizado* de:
 - ✓ Todo el combustible gastado
 - ✓ Todos los residuos radiactivos de vida larga no susceptibles de ser enviados a la instalación de almacenamiento de RBMA existente,
 - ✓ Todos los residuos de reproceso devueltos del extranjero.

Por lo que toca al primer punto –cambio de bastidores-, desde 1982 todo el CG de las centrales de agua ligera que se ha generado en el parque nuclear español se ha venido almacenando en las piscinas de las correspondientes centrales. Previéndose la saturación de su capacidad, en la década de 1990 se acometió la progresiva sustitución de los bastidores originales por otros más compactos. Esto ha permitido diferir en el tiempo la dotación de una capacidad de almacenamiento de CG adicional a la de las propias piscinas. En la tabla 2 puede apreciarse el nivel de saturación en las capacidades de almacenamiento de las centrales de almacenamiento españolas. Para las cantidades de combustible gastado en cada central, se remite al lector a la [Sección D](#) (Inventarios y listas).

En el segundo –complementos específicos de capacidad-, es necesario referirse a la C.N. de Trillo, cuya saturación estaba prevista en el año 2003. Para solucionar este problema fue construido un almacén que daría cabida a contenedores metálicos en el propio emplazamiento de la central. Este almacén se encuentra operativo desde 2002.

Tabla 2
Saturación de las Piscinas de Combustible Gastado

Central Nuclear	Año inicio de explotación	Final vida de diseño (40 años)	Año de saturación después del cambio de bastidores	Grado de ocupación a 31-12-04 (%) ⁽¹⁾
José Cabrera	1968	2008	—	61
Sta. M ^ª Garoña	1970	2010	2015	74
Almaraz I	1980	2020	2019	57
Almaraz II	1983	2023	2021	57
Ascó I	1983	2023	2012	71
Ascó II	1985	2025	2013	65
Cofrentes	1984	2024	2014	70
Vandellós II	1988	2028	2020	50
Trillo	1988	2028	2003	84

⁽¹⁾ Grados de ocupación y fechas de saturación, considerando una reserva de capacidad igual a un núcleo. La ausencia de fecha para José Cabrera se debe a que el cese de operaciones se ha aprobado para 2006 y no se alcanzará su saturación. En el caso de Trillo, la capacidad se ha complementado mediante un almacén auxiliar.

El tercer punto –construcción de un almacén temporal centralizado- constituye un objetivo fundamental previsto para el año 2010. En cuanto a los residuos distintos del CG cuya gestión final no está prevista en El Cabril, estos se vienen almacenando normalmente de forma temporal en las propias instalaciones de producción o, en el caso de los residuos del reprocesado, en instalaciones en el extranjero.

Esta tabla refleja con claridad las necesidades de almacenamiento de combustible gastado, ya que la fecha de saturación de las instalaciones en las centrales, incluso después del cambio de bastidores, en muchos casos antecede a la de la vida de diseño de la propia central. Concretamente, la operación en José Cabrera cesará el próximo 30 de abril de 2006. Para proceder al desmantelamiento de esta central habrá que gestionar la totalidad de la producción de su CG.

Asimismo, han de tenerse en cuenta las siguientes cuestiones:

1. El retorno desde Francia, a partir del año 2010, de los residuos de alta actividad procedentes del reproceso del combustible de la central de Vandellós I.
2. El retorno tras 2008 de las pequeñas cantidades de materiales fisiónables recuperados en el reproceso del combustible gastado de la central de Santa María de Garoña, enviado al Reino Unido antes de 1983.
3. El desmantelamiento de José Cabrera dará lugar a partir del año 2009, una vez se haya evacuado el CG de la central, a la generación de diversos residuos que también habrá que gestionar.
4. Por último, la gestión de 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 (ATC) para el año 2010. La consideración sobre la utilidad de un ATC se ha venido gestando a lo largo de los últimos años, y a estos efectos en diciembre de 2004 las Cortes Generales han instado al Gobierno a que desarrolle, en colaboración con ENRESA, los criterios necesarios para emprender su construcción, así como las reformas y actualizaciones que para estos fines sean necesarias en el PGRR⁶.

B.4.2. Gestión definitiva

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. El 5º PGRR actualmente en vigor aplaza toda decisión sobre una solución definitiva hasta el año 2010. Entretanto, el trabajo deberá continuar para investigar las posibilidades de:

- ✓ El almacenamiento en formaciones geológicas profundas

⁶Ref. a la Propuesta de Resolución Novena en la ponencia sobre el Informe General de actividades realizadas por el CSN en el Congreso de los Diputados, 22 de diciembre de 2004, publicada en el Boletín Oficial del Congreso el 30 de diciembre de 2004 (Serie D, Núm. 132, pp. 29 y ss.).

- ✓ La participación en programas internacionales de investigación de tecnologías tales como la separación y la transmutación.

A la luz de los resultados obtenidos, en 2010 se deberá proporcionar al Gobierno la información necesaria para la toma de decisiones y la capacidad básica para llevarlas a cabo.

Las actuaciones a corto plazo de ENRESA se orientan a la preparación de informes sobre distintos aspectos de las opciones de gestión, desde sus aspectos sociales y jurídicos a estudios técnicos del AGP o sobre nuevas tecnologías como la separación y transmutación.

A efectos de cálculos económicos y de planificación, actualmente en la propuesta de nuevo PGR se establece la puesta en marcha de un AGP en el año 2050.

B.5.

Políticas y prácticas de gestión de los residuos radiactivos

Dado que los RAA y de larga vida se han tratado en apartados anteriores asociados al CG, en este apartado se hace referencia únicamente a la política de gestión de los residuos de baja y media actividad (RBMA).

La gestión de RBMA está resuelta de forma global en España, disponiéndose de un sistema integrado de gestión dotado de las capacidades necesarias, agentes identificados y bases para una operación estructurada. El eje de este sistema es la instalación de almacenamiento RBMA de El Cabril, en funcionamiento desde 1992, diseñada fundamentalmente para el almacenamiento definitivo de este tipo de residuos en forma sólida. Además de servir a este objetivo principal, en ella se dispone de capacidades diversas encaminadas a los siguientes fines:

1. El tratamiento de los residuos procedentes de las instalaciones radiactivas, así como los resultantes de intervenciones en instalaciones no reglamentadas. Estas actividades se realizan por medio de diversas capacidades tecnológicas, incluyendo instalaciones para el tratamiento y acondicionamiento de los mismos.
2. La realización de tratamientos complementarios sobre residuos de instalaciones nucleares.
3. La realización de ensayos para la aceptación de los diferentes tipos de residuos, así como para la verificación de sus características en laboratorios específicos, siendo esta una importante etapa de la gestión.

El centro dispone, además, de capacidades de almacenamiento temporal y de los talleres, laboratorios y sistemas auxiliares necesarios para su funcionamiento.

Como se ha indicado con anterioridad, estos servicios de gestión de residuos radiactivos que presta ENRESA a los explotadores de instalaciones nucleares y radiactivas se rigen por contratos basados en los correspondientes contratos-tipo que deben ser aprobados por el MITYC.

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 su

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 con base en las producciones previstas y la capacidad del centro de El Cabril. Al año se realizan de forma rutinaria unas 200 operaciones de transporte de este tipo.

La operatividad y flexibilidad del sistema nacional integral han resultado reforzadas con la experiencia adquirida en el desmantelamiento de instalaciones del ciclo de combustible y de la C.N. Vandellós I y con la ocurrencia de incidentes en la industria "no reglamentada", que han podido ser asumidos y que han conducido al establecimiento de principios para su optimización.

Por lo tanto, la política de gestión de RBMA va encaminada a la optimización del sistema en las siguientes áreas:

1. *RBMA procedentes de centrales en operación.* Las centrales nucleares disponen de capacidades de acondicionamiento de residuos, de acuerdo con las especificaciones de aceptación de ENRESA para la instalación de El Cabril, y de almacenes temporales para los bidones acondicionados con cemento o precompactados, hasta su retirada por ENRESA.

Desde 1995, ENRESA y los productores han realizado esfuerzos coordinados para la minimización de la generación de residuos y su volumen, lográndose reducir a menos de un tercio el volumen de RBMA generados en las centrales. Las actuaciones futuras continuarán con esta política de cooperación para reducir el volumen de residuos, fomentando el desarrollo y utilización de equipos de tratamiento, descontaminación y caracterización de materiales para su reciclado y la labor de investigación e innovación en estos campos.

2. *RBMA procedentes de instalaciones radiactivas:* Se mantiene el propósito de continuar con las acciones destinadas a mejorar la documentación de seguimiento del proceso de generación de estos residuos y ayudar a optimizar sus producciones. Un elemento destacable es la aplicación creciente de la Orden del Ministerio de Economía, ECO 1449/2003, de 21 de mayo⁷, que establece medidas para una disminución del volumen de estos residuos que han de entregarse a ENRESA.

3. *Optimización de la capacidad de El Cabril.* Esta línea se basa principalmente en el desarrollo de una instalación específica para la disposición de los RBMA.

La ocurrencia de varios incidentes en los últimos años en la industria metalúrgica, así como el futuro desmantelamiento de las centrales nucleares, hace constatar la existencia futura de volúmenes importantes de residuos radiactivos con un contenido en radiactividad muy bajo.

Las resoluciones de la Comisión de Economía y Hacienda del congreso de los Diputados de 2001 y 2002⁸ instaban al Gobierno a que promoviese el desarro-

⁷ORDEN ECO/1449/2003, de 21 de mayo, sobre gestión de materiales residuos sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados. BOE núm. 134 de jueves 5 de junio de 2003, pp. 21840 y ss.

⁸Referencia a resoluciones de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados y a propuestas de resolución al informe general de las actividades del CSN, así como anexos técnicos correspondientes al año 2002 aprobadas por la ponencia. BO de las CC.GG., Congreso de los Diputados, 18 de diciembre de 2003 (Serie D, Núm. 642), p. 7 y ss.

llo de soluciones específicas para su gestión, con el fin de no desaprovechar el valor estratégico que para el país supone la capacidad disponible en El Cabril. ENRESA solicitó en mayo de 2003 las autorizaciones correspondientes para una instalación complementaria en El Cabril para los RBBA. Esta consiste en la realización de cuatro depósitos o celdas de acuerdo con los requisitos técnicos de la reglamentación española y europea sobre eliminación de residuos peligrosos en vertederos, apoyada por un edificio tecnológico, construido en 2004, destinado al tratamiento –compactación, estabilización- de los RBBA.

Se ha establecido como objetivo la puesta en operación del primer depósito para el año 2006.

4. *Mejora de las capacidades tecnológicas de El Cabril*. El objetivo es optimizar los procesos existentes y prepararse para hacer frente a posibles situaciones futuras.

Por un lado, debe mencionarse la puesta en servicio este año de un sistema de tratamiento de residuos áridos contaminados, básicamente los generados en incidentes de la industria del metal, mediante su inmovilización dentro de los contenedores en los que se suelen reacondicionar los bidones recibidos de las instalaciones nucleares, optimizando así la ocupación del volumen disponible.

Por otro lado, se ha construido un nuevo edificio “Auxiliar de Acondicionamiento” con el objetivo de implantar técnicas de caracterización y de descontaminación de RBMA o, si resultara necesario en el futuro, sistemas de tratamiento de residuos que pudieran aparecer en un incidente.

5. *Mejora del conocimiento*. Se continuarán realizando esfuerzos orientados a mejorar las técnicas de caracterización y medida de bultos así como a mejorar el conocimiento del comportamiento del sistema de almacenamiento –durabilidad de las barreras de ingeniería – y la evaluación de su seguridad.
6. *Gestión de otros RBMA*: fuera del marco contractual indicado, existen una serie de residuos que por sus características u origen necesitan una gestión especial, como son:
 - a. *Cabezas radiactivos de pararrayos*. De acuerdo con la normativa⁹, estos pararrayos debían ser autorizados según la reglamentación radiactiva específica, o retirados por ENRESA como residuo radiactivo. A fecha de 31 de diciembre de 2004 se han retirado unos 22.100 cabezas, de los cuales 18.500 han sido exportados para el reciclado del isótopo Am-241. Se considera que esta gestión ha quedado cerrada desde marzo de 2004, aunque se mantiene la capacidad operativa necesaria para atender casos puntuales.
 - b. *Detectores iónicos de humos* (DIH's): Estos tipos de detectores incorporan una pequeña fuente radiactiva y su comercialización y gestión fi-

⁹Las principales disposiciones normativas sobre pararrayos radiactivos son las establecidas en dos Reales Decretos, el RD 1428/1986, de 13 de junio, y el RD 903/1987, de 10 de julio. Existen, además, una serie de resoluciones administrativas aplicables, como la de 3 de abril de 1990 autorizando a ENRESA para la retirada y transporte de pararrayos o la de 7 de junio de 1993 sobre la gestión de Americio-241.

nal está reglamentada¹⁰. Al final de su vida útil, los poseedores de aquellos que no cumplan las condiciones establecidas para su gestión convencional deben solicitar su retirada a ENRESA. Antes de la aprobación de la normativa citada, ENRESA ya venía retirando aproximadamente unos 10.000 DIH's cada año, con un total acumulado a 31 de diciembre de 2004 de unos 67.000 aparatos.

- c. *Materiales radiactivos fuera del control regulador*. Por medio de Órdenes de intervención o de Resoluciones de transferencia, las autoridades ponen en marcha los mecanismos necesarios para la retirada y gestión segura de cualquier material radiactivo que pudiera aparecer fuera del control regulador. ENRESA ha respondido a estas llamadas retirando este tipo de fuentes o materiales que, aunque son de tipos variados, no tienen volúmenes, en general, significativos.
- d. *Materiales metálicos*. A raíz de un incidente en una acería por fusión de una fuente radiactiva en 1998, las autoridades nacionales promovieron la firma del Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos entre los agentes involucrados en el tema, incluidos el MITYC, el CSN y ENRESA. Desde entonces, se han producido otros tres incidentes menores y un número significativo de detecciones.

¹⁰RD 208/2005, de 25 de febrero, sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de sus residuos. BOE núm. 49 de 26 de febrero de 2005, pp. 7112 y ss.

Sección C

Ámbito de aplicación

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

Art. 3: Ámbito de aplicación

- 1. Esta Convención se aplicará a la seguridad en la gestión del combustible gastado cuando el combustible gastado provenga de la operación de reactores nucleares para usos civiles. El combustible gastado que se encuentre situado en instalaciones de reprocesamiento como parte de una actividad de reprocesamiento no entra en el ámbito de esta Convención a no ser que la Parte Contratante declare que el reprocesamiento es parte de la gestión de combustible gastado.*
- 2. Esta Convención se aplicará también a la seguridad en la gestión de desechos radiactivos cuando los desechos radiactivos provengan de aplicaciones civiles. Sin embargo, esta Convención no se aplicará a los desechos que contengan solamente materiales radiactivos naturales y que no se originen en el ciclo del combustible nuclear, a menos que estén constituidos por fuentes selladas en desuso o que la Parte Contratante los defina como desechos radiactivos a los fines de esta Convención.*
- 3. Esta Convención no se aplicará a la seguridad en la gestión de combustible gastado o desechos radiactivos que formen parte de programas militares o de defensa, a menos que la Parte Contratante los defina como combustible gastado o desechos radiactivos para los fines de esta Convención. No obstante, esta Convención se aplicará a la seguridad en la gestión del combustible gastado y de desechos radiactivos derivados de programas militares o de defensa cuando dichos materiales se transfieran permanentemente a, y se gestionen en programas exclusivamente civiles.*
- 4. Esta Convención también se aplicará a las descargas, según se estipula en los artículos 4, 7, 11, 14, 24 y 26.*

El ámbito de aplicación de la Convención en España se extiende a lo siguiente:

1. El combustible nuclear 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 intervinieron materiales radiactivos.
- 3 Los materiales residuales procedentes de las instalaciones de minería de uranio y de las plantas de concentrados.
- 4 Las descargas de las instalaciones nucleares y radiactivas.

Algunas cantidades de combustible gastado se han enviado en tiempos pasados al extranjero para su reprocesado, por lo que los distintos productos que han de retornar al país se considerarán incluidos en el ámbito de aplicación.

Los materiales radiactivos con radioisótopos naturales generados de prácticas ajenas al ciclo del combustible nuclear no se incluyen en el ámbito de 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

Art. 32. Presentación de informes

(...)

2. Este informe incluirá también:

- i) Una lista de las instalaciones de gestión de combustible gastado reguladas por esta Convención, su ubicación, finalidad principal y características esenciales;*
- ii) Un inventario del combustible gastado regulado por esta Convención que se encuentra almacenado y del que se haya dispuesto finalmente. Este inventario deberá contener una descripción de los materiales y, caso de que exista, información sobre su masa y su actividad total;*
- iii) Una lista de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos reguladas por esta Convención, su ubicación, finalidad principal y características esenciales;*
- iv) Un inventario de lo desechos radiactivos regulados por esta Convención que:
 - a. se encuentren en el almacenamiento en instalaciones de gestión de desechos radiactivos y del ciclo del combustible nuclear;*
 - b. se hayan dispuesto finalmente, o*
 - c. se hayan derivado de prácticas anteriores.**

Este inventario deberá contener una descripción de los materiales y otro tipo de información pertinente de que se disponga, tal como volumen o masa, actividad y radionucleidos específicos.

- v) Una lista de instalaciones nucleares en proceso de clausura y la situación de las actividades de clausura en esas instalaciones.*

D.1. Instalaciones de gestión de combustible gastado

Las instalaciones de almacenamiento temporal 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 metálicos en seco en operación en el emplazamiento de la C.N. de Trillo, como solución a la saturación de su piscina.

La tabla 3 identifica las instalaciones existentes y su tipología.

✓ Piscinas

Las piscinas para almacenamiento de combustible gastado de las CC.NN. están ubicadas en un edificio anexo a la contención, comunicados ambos recintos 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 períodos de recarga.

Las piscinas de almacenamiento de combustible gastado cuya capacidad inicial ha sido aumentada mediante el cambio de los bastidores por otros de alta densidad 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.

✓ El almacén en seco del combustible gastado de la C.N. Trillo

a) Descripción del almacén

El almacén de contenedores de la C.N. de Trillo, en operación desde mediados de 2002, es una nave en superficie de planta rectangular, con capa-

Tabla 3
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. Asco 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.
		Almacenamiento en seco	Instalación de nueva construcción en el emplazamiento de la C.N.

cidad para albergar 80 contenedores. El interior del almacén está dividido en dos áreas diferenciadas, mediante un muro de blindaje: un Área de Almacenamiento y un Área de Acceso.

- ⇒ 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 base 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 provisto 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.

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 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 períodos de almacenamiento y antes de transportar el contenedor tras un período 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 la tapa interior y exterior. En la parte exterior de la envoltura 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 veintiún tubos de sección cuadrada, para alojar los elementos combustible soportados lateralmente por discos de acero inoxidable. 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, que dan sin placa la cara orientada hacia el exterior del contenedor.



Gestión de combustible gastado: almacén temporal de la C.N. Trillo.

D.2. Inventario de combustible gastado

La [tabla 4](#) muestra el inventario de combustible irradiado en España a 31 de diciembre de 2004.

Tabla 4
Inventario de combustible gastado.

Nombre de la instalación	Características de los elementos combustible	Capacidad total con núcleo de reserva (tU)	Número de elementos combustibles	tU
C.N. Almaraz I	PWR 17x17	760	944	436
C.N. Almaraz II	PWR 17x17	760	936	432
C.N. Vandellós II	PWR 17x17	663	712	329
C.N. Asco I	PWR 17x17	583	904	417
C.N. Ascó II	PWR 17x17	583	820	378
C.N. Cofrentes	BWR 8x8, 9x9	793	2736	509
C.N. Sta. M. Garoña	BWR 8x8, 9x9	393	1636	291
C.N. José Cabrera	PWR 14x14	127	292	78
C.N. Trillo	PWR 16x16	294 ⁽¹⁾	528	247
		786 ⁽²⁾	168	79

⁽¹⁾ Piscina de la central.

⁽²⁾ Instalación de almacenamiento en seco (80 contenedores 9,8 tU/Ud).

D.3. Instalaciones de gestión de residuos radiactivos

La Convención Conjunta ofrece la siguiente definición de “Instalación de gestión de residuos radiactivos” en su artículo 2:

Por “instalación de gestión de desechos radiactivos” se entiende cualquier unidad o instalación que tenga como principal finalidad la gestión de desechos radiactivos, incluidas las instalaciones nucleares en proceso de clausura solamente si son designadas por la Parte Contratante como instalaciones de gestión de desechos radiactivos;

Dada esta definición, 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 en operación

Las instalaciones de gestión de las centrales nucleares consisten en plantas de tratamiento de sus residuos líquidos, por desecado o inmovilización en cemento, y otras de acondicionamiento de sus residuos sólidos por precompactación o inmovilización en cemento.

Los almacenes temporales existentes en cada una de las centrales son utilizados como estadio intermedio previo al transporte de los residuos a la instalación de almacenamiento definitivo de RBMA de El Cabril.

✓ C.N. de Vandellós I en fase de desmantelamiento

Cuenta con una instalación habilitada en la cava del edificio del reactor para el almacenamiento temporal de residuos de baja y media actividad generados durante el proceso de desmantelamiento, como solución intermedia y específica para el inventario de residuos que no pueden ser gestionados en la instalación de El Cabril.

✓ Fábrica de combustible de Juzbado

Cuenta con instalaciones semejantes a las centrales nucleares consistentes en una planta de tratamiento de sus residuos líquidos, por desecado e inmovilización en cemento, y para el preacondicionamiento de sus residuos sólidos por precompactación y acondicionamiento final mediante inmovilización en cemento. El almacén temporal existente es utilizado como estadio intermedio previo al transporte de los residuos a la instalación de El Cabril.

✓ CIEMAT (instalaciones de proceso y almacenamiento temporal)

La instalación IR-17 del CIEMAT está autorizada como instalación radiactiva de 2ª categoría, estando compuesta por tres edificios: el de Naves de acondicionamiento (Edificio 33 del CIEMAT), el Almacén de bultos (Edificio 40) y el Taller de fabricación de Embalajes y Componentes (Edificio 41).

Según su autorización de explotación, en la IR-17 se pueden acondicionar residuos sólidos de media y baja actividad producidos en el CIEMAT o gestionados por ENRESA. Asimismo, establece que los materiales que pueden manipularse o almacenarse son residuos sólidos de categorías 1 y 2 del OIEA y fuentes encapsuladas de categorías 1, 2, 3 (cuya tasa de dosis en superficie no sea superior a 1Sv/h para energías máximas de 1,33 MeV) y 4. La instalación puede asimismo recibir y almacenar fuentes de Ra-226 intervenidas por la Dirección General de Política Energética y Minas del MITYC.

De otra parte, dispone de los sistemas precisos para el desmontaje de fuentes iónicas de pararrayos radiactivos y DIH para su posterior acondicionamiento. El CIEMAT trata y acondiciona, también, los residuos secundarios procedentes de las actividades de investigación desarrolladas en el centro relacionadas, fundamentalmente, con los desarrollos de la metodología de caracterización de residuos radiactivos.

✓ Instalación de almacenamiento definitivo de residuos de baja y media actividad de El Cabril

El centro de El Cabril cuenta con sistemas de tratamiento y acondicionamiento de residuos sólidos y líquidos, que incluyen un incinerador y una compactadora. Estos sistemas tratan y acondicionan adecuadamente todos los residuos procedentes de pequeños productores y también aquellos otros generados en la propia instalación, como fase previa a su disposición en celdas. Asimismo, dispone de los sistemas necesarios para el acondicionamiento final

de los residuos procedentes de instalaciones nucleares, previamente a su disposición final en celdas.

⇒ Tratamiento y acondicionamiento de residuos de instalaciones radiactivas.

En la instalación de El Cabril se han incluido los sistemas y equipos necesarios para el tratamiento y acondicionamiento de los residuos de pequeños productores.

Los residuos producidos por los pequeños productores son transportados hasta esta previa segregación efectuada por el productor en su propia instalación, según el acuerdo de retirada suscrito entre el productor y ENRESA en aplicación del sistema de categorías de residuos establecido por el MITYC.

El tratamiento de los distintos tipos de residuos en la instalación de El Cabril se lleva a cabo de forma que se minimice la producción de residuos secundarios y se obtengan productos finales sólidos cuya estabilidad a largo plazo esté plenamente garantizada.

Con este propósito, la zona de acondicionamiento de pequeños productores dispone de una caja de guantes para el vaciado de las unidades de contención, una precompactadora a la que son enviados los residuos compactables sin riesgo biológico, un incinerador donde se tratan los residuos para los que esta vía de gestión es la única posible (sólidos putrescibles, sólidos con riesgo biológico, líquidos de centelleo, aceites y disolventes) y un área de inmovilización para los residuos finales producidos por estos tratamientos y de inmovilización directa de las fuentes radiactivas y agujas hipodérmicas y sólidos cortantes.

⇒ Acondicionamiento final de residuos de grandes productores.

Los grandes productores (CC.NN. y fábrica de elementos combustibles) dentro del alcance de su responsabilidad, tienen contractualmente la obligación de acondicionar sus residuos de baja y media actividad, a fin de producir bultos que cumplan con los criterios de aceptación de ENRESA.

Los bultos generados por estos corresponden mayoritariamente a la categoría de residuos ya acondicionados que son entregados a ENRESA para su transporte hasta la instalación de El Cabril en una forma tal, esto es inmovilizados en una matriz cementígena, que no precisan de ulteriores procesos de tratamiento.

Existe, también, una segunda categoría compuesta por los bultos que han sido precompactados en origen por razón de sus características físicas.

La instalación de El Cabril dispone de una compactadora de bidones de 1200 t de capacidad, con la que se consiguen factores de reducción de volumen medios del orden de 3. Los compactados o "pellets" se introducen mediante un equipo distribuidor que los coloca ordenadamente dentro de un contenedor de almacenamiento, antes de su envío a la línea de inyección de mortero.

Tanto la grúa de descarga como la compactadora y el equipo de distribución son de funcionamiento semiautomático y se mandan desde la Sala de Control.

⇒ Almacenamiento temporal en la instalación de El Cabril.

El centro de El Cabril dispone de dos conjuntos de instalaciones utilizadas para el almacenamiento temporal de residuos sólidos.

Los "módulos" son tres edificios que fueron construidos durante los años 80 para el almacenamiento temporal a largo plazo ubicados a unos 1800 m. del área de almacenamiento final. Cada uno de ellos tiene una capacidad nominal de 5000 bidones de 220 l. Actualmente, se continúa con el proceso de identificación de las unidades producidas antes de 1992 para, una vez verificado el cumplimiento de los criterios de aceptación, ser transferidos a las celdas. Adicionalmente, estas instalaciones se utilizan para acoger residuos heterogéneos y especiales pendientes de ulterior tratamiento para su almacenamiento final.

El edificio de Recepción transitoria, ubicado dentro del propio centro de El Cabril, cuenta con un área para almacenamiento tampón de bultos de residuos.

⇒ Almacenamiento definitivo en la instalación de El Cabril.

Los residuos, una vez acondicionados en su matriz de cemento, se transfieren a los contenedores de almacenamiento con ayuda de un puente grúa mandado remotamente. Una vez lleno el contenedor, éste



Instalaciones de gestión de residuos radiactivos: vista aérea de El Cabril.



Instalaciones de gestión de residuos radiactivos: disposición de bidones acondicionados en contenedores (El Cabril).



Instalaciones de gestión de residuos radiactivos: disposición final de contenedores en celdas (El Cabril).

se transfiere a la nave de manejo de contenedores mediante un carretón. Desde esta posición, una vez colocada la tapa, se transporta al puesto de inyección de mortero. De vuelta a la nave de contenedores, permanecerá allí hasta el completo secado del mortero inyectado. Una vez completado el proceso, el contenedor es transportado en un camión hasta la plataforma de almacenamiento. El izado y colocación del contenedor dentro de la celda se efectúa mediante control remoto siendo operados los sistemas desde la sala de control.

La tabla 5 contiene la lista de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos, incluyendo su ubicación, propósito y principales características.

Tabla 5
Instalaciones de gestión de residuos radiactivos.

Nombre de la instalación	Ubicación (Provincia)	Propósito principal	Otras características
C.N. Almaraz I	Cáceres	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones para la gestión de los residuos propios por la operación de cada una 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. Asco 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 ^a . 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	
C.N. Vandellós I	Tarragona	Almacenamiento temporal	Instalaciones para almacenar parte de los residuos procedentes del desmantelamiento de la planta
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 de Recepción Transitoria
		Disposición final	28 celdas hormigón armado cerca de superficie

D.4. Inventario de residuos radiactivos

La tabla 6 muestra el inventario de residuos radiactivos a 31 de diciembre de 2004. Los estériles de minería y proceso aparecen reflejados en la [tabla 7](#).

D.5. Instalaciones en fase de clausura

✓ C.N. Vandellós 1

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 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, por Orden Ministerial de 27 de noviembre

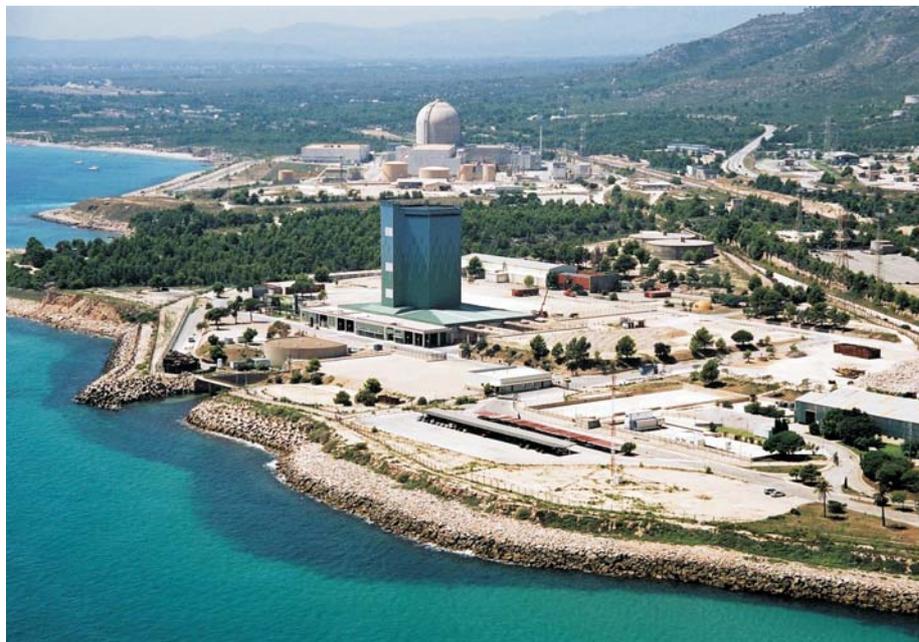
Tabla 6
Inventario de residuos radiactivos.

Nombre de la instalación	Tipo de instalación	Tipo de residuo	Volumen (m ³)	Actividad (MBq)	Principales radionucleidos
C.N. Almaraz I	C.N.	RMBA	1570	1,3E+09	Co-60, Cs-137
C.N. Almaraz II	C.N.	RMBA			
C.N. Vandellós II	C.N.	RMBA	300	5,1E+07	Co-60, Cs-137
C.N. Asco I	C.N.	RMBA	630	1,0E+08	Co-60, Cs-137
C.N. Ascó II	C.N.	RMBA			
C.N. Cofrentes	C.N.	RMBA	1570	1,1E+08	Co-60, Cs-137
C.N. Sta. M. Garoña	C.N.	RMBA	940	1,0E+08	Co-60, Cs-137
C.N. José Cabrera	C.N.	RMBA	710	3,9E+07	Co-60, Cs-137
C.N. Trillo	C.N.	RMBA	140	2,9E+05	Co-60, Cs-137
C.N. Vandellós I	C.N.	RMBA	2980	2,8E+08	Co-60, Ni-63
Fábrica de Juzbado	Fábrica de elementos combustibles	RMBA	470	1,3E+05	U-234,U-235,U-238
CIEMAT	Centro de Investigación	RMBA	10	—	Am-243
Centro de El Cabril	Centro de almacenamiento de RBMA	RMBA	51170	2,0E+08	Co-60, Cs-137

Tabla 7
Estériles de minería y de proceso.

Instalación	Ubicación (provincia)	Estériles de mina (x 10 ⁶ t)	Procedentes de eras (x 10 ⁶ t)	Procedentes de lodos (x 10 ⁶ t)
Fábrica de uranio de Andújar	Jaén			1.20
Planta Lobo-G	Badajoz	6.3		0.28
Planta Elefante	Salamanca		7.2	0.3
Saelices el Chico	Salamanca	68		
Planta Quercus	Salamanca		3,8	0.95

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) que fijaba como primer objetivo el desmantelamiento parcial hasta el Nivel 2 del OIEA. 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.



Instalaciones en fase de clausura: C.N. Vandellós I.

En lo que respecta a esta instalación y finalizado el Nivel 2 de desmantelamiento, esta ha quedado transformada en una instalación pasiva, que permanecerá de este modo durante los próximos 25 años (período de latencia iniciado en enero de 2005) hasta que se acometa el desmantelamiento total de la misma.

En la actualidad, las autoridades están evaluando la metodología y las pruebas realizadas por ENRESA para liberar, desde el punto de vista regulador, aquellos terrenos que formaron parte del emplazamiento y que no son necesarios para la instalación durante este período de latencia.

✓ Instalaciones del CIEMAT

La decisión de desmantelar algunas instalaciones obsoletas del CIEMAT para las que no se prevé ningún uso en el futuro y aprovechar los espacios liberados para desarrollar otras actividades, dio lugar al Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del CIEMAT (PIMIC), en cuyo planteamiento se cuenta con la colaboración de ENRESA como empresa especializada y con experiencia en este campo de la gestión.

El Plan, que se va a prolongar hasta el año 2007, está sometido al control y supervisión del CSN, según la normativa vigente, y una vez obtenidas las autorizaciones preceptivas de la Administración, el CIEMAT mantendrá su responsabilidad como titular de la instalación y proporcionará el apoyo necesario.



Instalaciones en fase de clausura: vista aérea del CIEMAT (Madrid).

Tabla 8
Instalaciones en fase de clausura.

PROGRAMA	NOMBRE	LOCALIZACIÓN	ESTADO	EJECUCIÓN
Proyecto de desmantelamiento de la C.N. Vandellós I	Vandellós I	Vandellós, Tarragona	Latencia (Desmantelada a Nivel 2)	1998 - 2004
Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del CIEMAT	CIEMAT	Madrid	En Licenciamiento y trabajos previos	2004-2007
Plan de clausura y desmantelamiento de instalaciones en Saélices el Chico	Elefante	Saélices el Chico	Clausurada y demantelada	2001- 2004
	Fé		Ejecución	2001- 2008
	Quercus		Parada; plan de desmantelamiento en preparación	

Durante 2004 se han acometido las actividades relacionadas con la preparación y adecuación de los sistemas auxiliares, contra incendios y eléctricos no objeto del proceso de autorización antes mencionado.

✓ Explotaciones mineras de Saelices el Chico

En este campo se continúa trabajando en la restauración de las minas que alimentaron, hasta finales de 2000, la planta Quercus de ENUSA, en Saelices el Chico (Salamanca), cuyo proyecto se extiende desde 2001 a 2008.

✓ Planta Elefante

Las obras de desmantelamiento y restauración de la planta Elefante se iniciaron en enero de 2001, finalizando en diciembre de 2004. El titular ha presentado el programa de vigilancia y control para el período de cumplimiento, previo a la clausura, que debe iniciarse a continuación. El programa tendrá una duración prevista de cuatro o cinco años, hasta el inicio del programa de vigilancia derivado del desmantelamiento de la Planta Quercus, en cuyo momento se dispondrá de un único programa.

D.6. Instalaciones clausuradas

✓ Fábrica de Uranio de Andujar

Continúan las tareas de vigilancia del emplazamiento de la Fábrica de Uranio de Andujar (FUA), de acuerdo con las condiciones establecidas en el condicionado del CSN, recogidas en la Resolución del Ministerio de Industria y Energía de fecha 17 de marzo de 1995.

✓ Reactor experimental Arbi

El reactor Arbi (Laboratorios de Ensayos e Investigaciones Industriales –La-bein- en Bilbao), de tipo “Argonauta”, fue desmantelado a lo largo de 2004. Su declaración de clausura fue concedida en junio de 2005.

✓ Reactor experimental Argos

El reactor Argos, de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, Universidad Politécnica de Cataluña, en Barcelona, era un reactor térmico heterogéneo semejante a la unidad Arbi. Su proyecto de desmantelamiento tuvo 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 fue completado en 2002, habiéndose otorgado la declaración de clausura en 2003.

✓ Explotaciones mineras en La Haba y Planta Lobo G

El programa de restauración de las explotaciones de La Haba, constituido por cuatro minas a cielo abierto y sus escombreras asociadas, se desarrolló a partir de 1990. El desmantelamiento de la planta de concentrados de uranio (Planta Lobo G) con sus eras de lixiviación y diques de estériles, se desarrolló entre 1995 y 1997. Por Resolución de la Dirección General de la Energía, de enero de 1998, se daban por finalizadas las tareas de desmantelamiento y restauración del emplazamiento y por iniciado el período de cumplimiento, establecido en un mínimo de 5 años.

Previamente a la finalización del período de cumplimiento, el titular presentó la correspondiente solicitud para la declaración de clausura de la instalación, acompañando un resumen de los datos obtenidos en los dos últimos años, una relación de documentación a custodiar y un programa de vigilancia y control a largo plazo. Tras la verificación por parte del CSN de que se habían cumplido los parámetros relativos a la seguridad y a la protección radiológica im-



Instalaciones clausuradas: vista aérea del emplazamiento de la FUA.

Tabla 9
Instalaciones clausuradas.

PROGRAMA	NOMBRE	LOCALIZACIÓN	ESTADO	EJECUCIÓN
Plan de clausura y desmantelamiento de la Fábrica de Uranio de Andújar	FUA	Andújar, Jaén	Clausurada y desmantelada	1991 – 1994
Reactor experimental Argos	Argos	Barcelona	Clausurada y desmantelada	2002 - 2003
Reactor experimental Arbi	Arbi	Bilbao	Clausurada y desmantelada	2004 - 2005
Plan de clausura y desmantelamiento de las instalaciones de La Haba	Lobo G	La Haba, Badajoz	Clausurada y desmantelada	1990-1997
Plan de restauración de las antiguas minas de uranio en la C.A de Andalucía	1. La Virgen	Andújar, Jaén	Restaurada	Mayo 99 – Marzo 00
	2. Montealegre	“	“	Mayo 99 - Julio 99
	3. Navalasno	“	“	Mayo 99 - Sept. 99
	4. Cano	Cardeña, Córdoba	“	Julio 98 – Dic. 99
	5. Trapero	“	“	Julio 98 – Marzo 99
	6. San Valentín	“	“	Julio 98 – Marzo 99
Plan de restauración de antiguas minas de uranio en la C.A. de Extremadura	1. Pedro Negro	Alburquerque, Badajoz	Restaurada	Abril 99 – Junio 99
	2. Calderilla	“	“	Febrero 99 – Mayo
	3. Viesgo II	Ceclavín, Cáceres	“	Agosto 99 – Nov. 99
	4. Sevillana	“	“	“
	5. Valdellascón	Alburquerque, Badajoz	“	Enero 99 – Sept. 99
	6. Carretona	Torremocha, Cáceres	“	Nov. 97 – Junio 98
	7. Ratones	Albalá , Cáceres	“	Febr. 98 – Marzo 99
	8. Cabra baja	Villanueva del Fresno, Badajoz	“	Nov. 97 – Junio 98
	9. Broncana	Albalá , Cáceres	“	Marzo 98 – Junio 98
	10. Gargüera	Tejeda del Tiétar, Cáceres	“	Abril 98 – Enero 99
	11. Perdices	Albalá, Cáceres	“	Feb. 98 – Sept. 98
	12. El Sabio	Alburquerque, Badajoz	“	Enero 99 – Mayo 99
	13. Zafrilla	Casar de Cáceres, Cáceres	“	Abril 99 – Nov. 99
Proyecto de restauración de Minas de uranio de La Haba	1. Pedregal	La Haba. Badajoz	Restaurada	1990 - 1997
	2. María Lozano	“	“	“
	3. Intermedia	“	“	“
	4. Lobo	“	“	“

puestos por la Administración, la Orden del MITYC de 2 de agosto de 2004 otorgó la declaración de clausura de la instalación. La zona correspondiente al dique de estériles de proceso quedaba sometida a un programa de control a largo plazo, con restricciones de uso. Las zonas colindantes al mismo eran liberadas para su utilización como pastizales o recursos forestales, semejantes al uso al que son destinadas las tierras del lugar.

✓ Plan de restauración de antiguas instalaciones mineras 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.

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.

Sección E

Sistema legislativo y regulador

Artículo 18 Implementación de las medidas

Artículo 18. Implementación de las medidas

Cada Parte Contratante adoptará, en el ámbito de su legislación nacional, las medidas legislativas, reglamentarias y administrativas, así como cualesquiera otras que sean necesarias para dar cumplimiento a las obligaciones derivadas de esta Convención.

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en colaboración con el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC) y ENRESA, continúa trabajando en el desarrollo normativo de los aspectos relacionados con la gestión de los residuos y el combustible gastado.

Para este desarrollo se tiene en cuenta la normativa nacional aplicable, 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.

Adicionalmente, se ha incorporado a la legislación española la Directiva 2002/96/CE del Parlamento Europeo y del Consejo, de 27 de enero de 2003, sobre residuos de aparatos eléctricos y electrónicos, que comprende en su alcance la gestión como residuo no convencional de los detectores iónicos de humo. Sobre este aspecto se da cuenta también en la Sección E, [Artículo 19](#), de este informe.

Valoración del cumplimiento

Aunque no se ha finalizado el desarrollo normativo previsto, 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, cumpliéndose este artículo de la Convención.

Artículo 19

Marco legislativo y regulador

Art. 19 Marco legislativo y regulatorio

- 1) *Cada Parte Contratante establecerá y mantendrá un marco legislativo y regulatorio por el que se regirá la seguridad en la gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos.*
- 2) *Este marco legal y regulatorio contemplará el establecimiento de:*
 - i) *Los requisitos y las disposiciones nacionales aplicables en materia de seguridad radiológica;*
 - ii) *Un sistema de otorgamiento de licencias para las actividades de gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos;*
 - iii) *Un sistema de prohibición de la operación de instalaciones de gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos sin la correspondiente licencia;*
 - iv) *Un sistema reglamentario apropiado de control institucional, inspección regulatoria y documentación y presentación de informes;*
 - v) *Las medidas para asegurar el cumplimiento de los reglamentos aplicables y de las condiciones de las licencias;*
 - vi) *Una asignación claramente definida de responsabilidades a los órganos que intervengan en las distintas etapas de la gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos.*
- 3) *Cuando las Partes Contratantes consideren reglamentar los materiales radiactivos como desechos radiactivos, las Partes Contratantes deberán tener en cuenta los objetivos de esta Convención.*

En términos generales, el Ordenamiento Jurídico nuclear español se caracteriza por la existencia de una ley general, la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear (en adelante LEN), completada por leyes, reglamentos y órdenes ministeriales sobre aspectos específicos. La LEN establece la estructura básica del sistema regulador y las responsabilidades de los principales agentes implicados; define principios y criterios básicos de seguridad; enuncia los procedimientos para la obtención o retirada de las autorizaciones administrativas exigidas; y establece 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 LEN 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.

En el [Anexo A](#) de este informe aparece un listado de las disposiciones que regulan, sea de forma exclusiva o tangencial, la gestión de residuos radiactivos en España, clasificándose en función de su rango normativo. Para una visión en detalle de estas disposiciones, remitimos al lector a dicho Anexo. Dado el contenido de este y el carácter público de la información que se recoge¹¹, nos centramos a continuación en las principales novedades

¹¹Información disponible en la web del Boletín Oficial del Estado: <http://www.boe.es/g/eng/index.php>.

des ocurridas en el Ordenamiento Jurídico nuclear desde la publicación en mayo de 2003 del primer informe nacional realizado por España para la Convención Conjunta.

19.1. Principales novedades en la legislación de gestión del combustible gastado y residuos radiactivos

Ley 62/2003¹²

Algunos aspectos de la LEN de 1964 han sido modificados recientemente. Así, la Ley 62/2003, de 31 de Diciembre, de Medidas Fiscales, Administrativas y del Orden Social, en su artículo 93 modifica la LEN al introducir en su ámbito de aplicación, en el régimen de autorizaciones propio de las instalaciones nucleares, a los dispositivos e instalaciones nucleares con vistas al desarrollo de nuevas fuentes energéticas.

La misma Ley 62/2003 provoca una modificación en la Ley de Creación del CSN de 1980. Esta modificación se refiere al archivo y la custodia de la documentación del CSN y afecta a la documentación que deberán remitir al CSN los titulares de las autorizaciones de explotación de centrales nucleares, cuando se produzca el cese definitivo en las prácticas y con carácter previo a la transferencia de la titularidad y a la concesión de la autorización de desmantelamiento de las mismas.

Real Decreto Ley 5/2005¹³

Entre la normativa más reciente, ha tenido gran repercusión la aprobación del RD-Ley 5/2005, de 11 de marzo, de mejoras urgentes para el impulso de la productividad y para la mejora de la contratación pública. Una parte importante de esta norma se refiere a la necesaria liberalización de los mercados eléctricos. En este marco, el art. 25 del citado RD-Ley procede a modificar la Ley 54/1997 del Sector Eléctrico, en concreto en todo lo que se refiere a la financiación de las actividades de gestión de residuos radiactivos.

Como hemos indicado en la [Sección B](#) de este informe, así como se indica en la Sección F ([art. 22](#), Recursos humanos y financieros), el Fondo para la financiación de las actividades previstas en el PGR se ha venido nutriendo de ingresos provenientes de distintas fuentes –entre ellas, y de manera destacada, una cuota con cargo a la tarifa eléctrica-. Según establece el RD-Ley 5/2005, serán los titulares de las CC.NN. quienes harán frente a los costes atribuibles a su operación posterior al 1 de abril de 2005.

La forma en que los operadores contribuyen a cubrir estos gastos la determina el propio RD-Ley: ENRESA les factura la cantidad resultante de multiplicar los kilowatios hora brutos (kWh) generados por cada una de ellas en cada mes natural por un valor unitario específico para cada central, calculado en función de criterios tales como su vida útil restante o el volumen de residuos que generen. El sistema se flexibiliza mediante la revisión anual de estos valores unitarios.

Otra novedad introducida por este RD-Ley es la asunción por el Estado español de la titularidad de los residuos radiactivos una vez que se haya procedido a su almacena-

¹²BOE nº 313 de 31 de diciembre de 2003, pp. 46874 y ss.

¹³BOE nº 62 de 14 de marzo de 2005, pp. 8832 y ss.

miento definitivo; así como de la vigilancia que se requiera tras la clausura de las instalaciones nucleares o radiactivas, transcurrido el período establecido en su correspondiente declaración.

Real Decreto 1349/2003¹⁴

El RD 1349/2003, de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de ENRESA y su financiación, funde en un único texto toda la dispersa normativa anterior aplicable a la gestión de los residuos radiactivos y al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas¹⁵. Más que para introducir medidas sustantivas, este RD ha servido para facilitar el cumplimiento legislativo al simplificar y unificar su formulación.

Real Decreto 208/2005¹⁶

El RD 208/2005, de 25 de febrero, sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de sus residuos, efectúa la transposición de las Directivas del Parlamento Europeo y del Consejo 2002/96/CE y 2003/108/CE, incluyendo en su ámbito de aplicación a los detectores iónicos de humo.

Orden Ministerial 1449/2003¹⁷

El MITYC ha emitido la Orden Ministerial 1449/2003 sobre gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados. Según dispone esta Orden, los materiales referidos, para los que no se prevé uso ulterior, no tendrán la consideración de residuos radiactivos cuando presenten contaminación de radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad inferiores o iguales a los definidos en su anexo. En tales casos, la gestión de estos materiales podrá ser realizada de acuerdo a la normativa que les sea de aplicación.

19.2. Novedades en el régimen de autorización de instalaciones

19.2.1. Autorizaciones necesarias en el licenciamiento de instalaciones nucleares y radiactivas

Son instalaciones nucleares las definidas en el art. 11 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RD 1836/1999, de 3 de diciembre; en adelante RINR):

¹⁴BOE nº 268 de 8 de noviembre de 2003, pp. 39654 y ss.

¹⁵Las leyes a las que se hace referencia en dicho RD son la Ley 13/1996 de 30 de diciembre, de Medidas Fiscales, Administrativas y del Orden Social, en lo relativo a la financiación de los costes derivados de la retirada y gestión de los cabezales de pararrayos radiactivos (art. 172), la Ley 14/1999, de 4 de mayo, de tasas y precios públicos por servicios prestados al CSN, sobre la posible financiación de la gestión de residuos radiactivos generados en determinados supuestos excepcionales (disposición adicional segunda) y la Ley 24/2001, de 27 de diciembre, de medidas fiscales administrativas y del orden social, en lo relativo al Fondo para la financiación de las actividades del PGRR (disposición adicional decimocuarta).

¹⁶BOE nº 49 de 26 de febrero de 2005, pp. 7112 y ss.

¹⁷BOE nº 134 de 5 de junio de 2003, pp. 21840 y ss.

- a. Las centrales nucleares,
- b. Los reactores nucleares,
- c. Las fábricas que utilicen combustibles nucleares para producir sustancias nucleares y las fábricas en que se proceda al tratamiento de sustancias nucleares, incluidas las instalaciones de tratamiento o reprocesado de combustibles nucleares irradiados;
- d. Las instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares, excepto los lugares en que dichas sustancias se almacenen incidentalmente durante su transporte.

Son instalaciones radiactivas las definidas en el art. 34 RINR:

- a. Las que contienen una fuente de radiación ionizante;
- b. Los aparatos productores de radiaciones ionizantes que funcionen a una diferencia de potencial superior a 5 kV;
- c. Los locales, laboratorios, fábricas e instalaciones donde se produzcan, utilicen, posean, traten, manipulen o almacenen materiales radiactivos, excepto el almacenamiento incidental durante su transporte.

Estas instalaciones se dividen en tres categorías, teniendo en cuenta su actividad exenta por nucleido, según lo establecido por la Ley de creación del CSN.

Las principales etapas dentro del régimen de licenciamiento de instalaciones nucleares y radiactivas en España son las siguientes:

1. 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.
2. Autorización de construcción. Se trata de una autorización necesaria para todas las instalaciones nucleares y radiactivas de primera y segunda categoría. 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.
3. Autorización de explotación. Esta autorización, que es de aplicación a las instalaciones nucleares, se concede en dos fases;
 - a. una provisional (Permiso de Explotación) para que el titular realice un programa de pruebas nucleares y, en función de los resultados de estas,
 - b. 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.

4. 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. La obtención de esta autorización requiere la realización de determinados trámites similares a los necesarios en la autorización anterior.
5. Autorización de desmantelamiento. 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.

El [Anexo B](#) de este informe da cuenta detallada de los pasos necesarios para el licenciamiento de instalaciones nucleares y radiactivas, los documentos que acompañan al mismo, las autoridades y agentes responsables, etc.

19.2.2. Modificaciones significativas del sistema de licenciamiento

El RINR establece que las autorizaciones de explotación de las centrales nucleares se concedan por un período que se fija en la propia autorización. Siguiendo las directrices establecidas en el Plan de Orientación Estratégica del CSN, las autorizaciones, con carácter general, se están concediendo por un período de diez años, coincidente con la realización de las revisiones periódicas de seguridad.

En las autorizaciones se ha eliminado la necesidad de que las revisiones del Estudio de Seguridad, que se realizan tras cada parada de recarga para incorporar las modificaciones introducidas en la instalación y actualizar su contenido, deban ser aprobadas por el MITYC previo informe favorable del CSN. Únicamente deben ser aprobadas las revisiones derivadas de modificaciones de diseño que requieren autorización antes de su implantación. En estos casos, la revisión del Estudio de Seguridad se aprueba simultáneamente con la modificación de diseño y con aquellos otros documentos oficiales de explotación que resulten afectados, como las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Asimismo, el RINR desarrolla el régimen de licenciamiento de las modificaciones de diseño, estableciendo la obligación del titular de analizar las modificaciones antes de su implantación y especificando que requieren aprobación aquellas que alteren los criterios, normas o condiciones en los que se basa la autorización de la instalación. Estos conceptos se desarrollan en Instrucciones Técnicas Complementarias del CSN y en la Guía de Seguridad del CSN (GS-1.11, *Modificaciones de diseño en centrales nucleares*), que ha sido aprobada por el CSN en julio de 2002, tras un período de aplicación de una versión preliminar de 1998.

Las nuevas instrucciones y la nueva versión de la guía han tenido en cuenta las modificaciones introducidas en el 10 CFR 50.59 de la USNRC. Adicionalmente, en el RINR se prevé una autorización de construcción y montaje para aquellas modificaciones de gran alcance o que impliquen obras de construcción y montaje significativas.

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

Entre las funciones del CSN, según establece la normativa¹⁸, se encuentra la inspección de instalaciones nucleares y radiactivas desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica. Estas inspecciones, que se realizan de forma periódica, se dirigen a asegurar que el funcionamiento de dichas instalaciones no supone riesgos indebidos para las personas ni el medio ambiente, cumpliéndose las condiciones de funcionamiento aplicables, tanto las de tipo general como las específicas establecidas para esa instalación. Para ello, los inspectores del CSN, así como el personal del MITYC en el ámbito de sus competencias, han sido investidos de la autoridad de acceso a las instalaciones, a los documentos y a la realización de pruebas que soliciten en el ejercicio de su tarea. Asimismo, está previsto el registro en acta de los resultados de cada inspección.

Tales actividades se complementan con la evaluación y seguimiento a través de la comprobación de datos, informes y documentos enviados por el titular, y se ven reforzadas por la posibilidad de recabar más información, realizar advertencias o requerimientos a los operadores, e incluso proponer que se inicie procedimiento sancionador al MITYC.

19.4. Régimen sancionador en materia de instalaciones nucleares

El régimen sancionador en materia de instalaciones nucleares, contenido en el capítulo XIV de la LEN¹⁹, establece sanciones pecuniarias que varían en función de la gravedad de la infracción cometida. Dentro de este régimen, al CSN corresponde impulsar el procedimiento sancionador, que finaliza el Gobierno al imponer la sanción que se considere procedente.

En concreto, el MITYC realiza funciones de instrucción y resolución de expedientes sancionadores; en tanto que la imposición final de la sanción corre a cargo del Consejo de Ministros en caso de infracciones muy graves; del mismo MITYC en el caso de infracciones graves; y del Director General de la Energía en el caso de infracciones leves.

19.5. Asignación de responsabilidades

De la Sección B (apartado segundo) de este informe, Políticas y Prácticas, se deduce cuál es el papel de los distintos actores en la gestión de residuos radiactivos en España.

Mediante el Real Decreto 1522/1984 se autorizó la constitución de ENRESA para la gestión de los residuos radiactivos que se generan en España, así como el desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas. En la actualidad, las normas que regulan las funciones de ENRESA son el RD 1349/2003 de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de ENRESA y su financiación; al que se añade, en lo referido a fi-

¹⁸Las funciones del CSN se especifican en su Ley de Creación (Ley 15/1980), modificada parcialmente por la Ley 40/1997, de 30 de diciembre, de Ordenación del Sistema Eléctrico Nacional y por la Ley 14/1999 de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados.

¹⁹Redacción 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.

nanciación, las disposiciones del RD 5/2005 de mejoras urgentes. Al tratarse de dos normas de reciente elaboración, que modifican disposiciones anteriores, se ha reseñado su contenido en el apartado 19.1. de esta misma sección.

El art. 4.1. del RD 1349/2003 establece los cometidos de ENRESA:

- a) Tratar y acondicionar los residuos radiactivos
- b) Buscar emplazamientos, diseñar, construir y operar centros para el almacenamiento temporal y definitivo de los residuos radiactivos.
- c) Establecer sistemas para la recogida, transferencia y transporte de los residuos radiactivos.
- d) Adoptar medidas de seguridad en el transporte de residuos radiactivos, de acuerdo con lo previsto en la reglamentación específica en materia de transporte de mercancías peligrosas y con lo que determinen las autoridades y organismos competentes.
- e) Gestionar las operaciones relativas al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas.
- f) Actuar, en caso de emergencias nucleares o radiológicas, como apoyo al sistema nacional de protección civil y a los servicios de seguridad, en la forma y circunstancias que requieran los organismos y autoridades competentes.
- g) Acondicionar de forma definitiva y segura los estériles originados en la minería y fabricación de concentrados de uranio, en la forma y circunstancias que requieran los organismos y autoridades competentes, teniendo en cuenta, en su caso, los planes y previsiones del explotador.
- h) Establecer sistemas que garanticen la gestión segura a largo plazo de sus instalaciones para almacenamiento de residuos radiactivos.
- i) Establecer los planes de investigación y desarrollo necesarios para el desempeño de sus cometidos.
- j) Efectuar los estudios técnicos y económico-financieros necesarios que tengan en cuenta los costes diferidos derivados de sus cometidos para establecer las necesidades económicas correspondientes.
- k) Gestionar el Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos de acuerdo con lo establecido en el mismo RD.
- l) Cualquier otra actividad necesaria para el desempeño de los anteriores cometidos.

Asimismo, el mencionado RD establece para ENRESA la obligación de elaborar y enviar al MITYC (art. 6):

- a) Cada cuatro años y, en todo caso, cuando lo requiera dicho Ministerio, una revisión del PGRR que comprenderá:
 - ⇨ Las actuaciones necesarias y las soluciones técnicas que vayan a desarrollarse durante el horizonte temporal del plan, encaminadas a la adecuada gestión de los residuos radiactivos y al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y, en su caso, radiactivas.
 - ⇨ Las previsiones económicas y financieras para llevar a cabo lo establecido en el párrafo anterior.

- b) Durante el primer semestre de cada año:
- ⇒ Una memoria que incluya los aspectos técnicos y económicos relativos a las actividades del ejercicio anterior, y su comparación con el presupuesto correspondiente.
 - ⇒ Un estudio económico-financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el PGRR, incluida la retribución de la actividad gestora del plan, así como la adecuación a dicho coste de los mecanismos financieros vigentes.
- c) Antes del 20 de noviembre de cada año, una justificación técnico-económica de la adecuación del presupuesto anual correspondiente al ejercicio siguiente, y su proyección para los tres años siguientes, a lo establecido en el estudio económico-financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el PGRR. En el caso de que, excepcionalmente, fuera necesario afrontar costes no previstos en el mencionado estudio económico-financiero, deberá remitir, previamente, la justificación correspondiente.

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

Artículo 20: Órgano regulador

1. *Cada Parte Contratante establecerá o designará un órgano regulador que se encargue de la aplicación del marco legislativo y reglamentario a que se refiere el artículo 19, y que esté dotado de autoridad, competencia y recursos financieros y humanos adecuados para cumplir las responsabilidades que se le asignen.*
2. *Cada Parte Contratante, de conformidad con su marco legislativo y reglamentario, adoptará las medidas adecuadas para asegurar una independencia efectiva entre las funciones reglamentarias y otras funciones cuando incumban a entidades que intervengan tanto en la gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos como en su reglamentación.*

20.1. Autoridades responsables de la aplicación del marco legislativo

La función reguladora en España, en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, es desarrollada por varias autoridades.

- ✓ El *Gobierno* se ocupa de la política energética, así como de dictar normativa reglamentaria de obligado cumplimiento.
- ✓ El *Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC)*²⁰ adopta acuerdos, decisiones vinculantes en materia de emisión, modificación, suspensión o revocación de autorizaciones sobre instalaciones nucleares, pudiendo imponer sanciones a los infractores del ordenamiento jurídico. Sujeto al Informe preceptivo y, en su caso, vinculante del CSN²¹, concede las distintas autorizaciones y permisos de las instalaciones nucleares. Entre sus funciones, destaca la capacidad normativa para adoptar Disposiciones reglamentarias en desarrollo de las Leyes parlamentarias y de los Reglamentos del Gobierno.

La estructura del MITYC se estableció mediante el Real Decreto 562/2004, constituyéndose en los siguientes órganos superiores y directivos:

- ⇨ La Secretaría General de Energía
- ⇨ La Secretaría de Estado de Turismo y Comercio
- ⇨ La Secretaría de Estado de Telecomunicaciones y para la Sociedad de la Información
- ⇨ La Subsecretaría de Industria, Turismo y Comercio
- ⇨ La Secretaría General de Industria

La estructura orgánica básica del MITYC se desarrolla mediante el Real Decreto 1554/2004. En él se establece que de la Secretaría General de Energía depende la Dirección General de Política Energética y Minas, en la que está integrada la Subdirección General de Energía Nuclear, que ejerce las funciones relativas a residuos radiactivos y combustible gastado, y por tanto a la Convención.

En la Sección L, [Anexo F](#) de este informe se incluye un organigrama del MITYC, en el que se muestran destacados aquellos órganos que tienen atribuidas funciones relativas a la Convención.

- ✓ De acuerdo con lo establecido en el Real Decreto 1349/2003 sobre ordenación de las actividades de *ENRESA* y su financiación, esta empresa elaborará y presentará al MITYC cada cuatro años, y cuando así lo requiera este, una revisión del PGRR que incluirá las actuaciones necesarias y las soluciones técnicas para el cumplimiento de sus fines, así como las previsiones económicas y financieras para su ejecución. Asimismo, en el primer semestre de cada año presentará una memoria relativa a las actividades del ejercicio anterior y un es-

²⁰El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio ha sido creado por RD 553/2004, dedicado a la reestructuración de los órganos ministeriales. Por Real Decreto 1554/2004, de 25 de junio, en el que se desarrolla la estructura orgánica básica del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, determinadas competencias que correspondían antes al Ministerio de Economía pasan a ser propias del de Industria.

²¹El informe del CSN es vinculante si negativo o condicionado.

tudio económico-financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el PGRR. También, antes del 30 de noviembre de cada año elaborará una justificación técnico-económica del presupuesto del año siguiente y su proyección para los tres años posteriores. En la Sección L, Anexo F se incluye un organigrama de ENRESA.

- ✓ El *Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)* es el único organismo competente en materia de seguridad nuclear y Protección Radiológica. Independiente del Gobierno, informa de sus labores ante el Parlamento.

Las funciones y responsabilidades del CSN no se han modificado sustancialmente en los últimos tres años. Es por esto por lo que se sigue trabajando según los cambios legislativos producidos en los años anteriores, que alteraron de manera significativa el ámbito competencial y funcional del CSN.

- ⇒ En materia de protección radiológica del medio ambiente el CSN controla y vigila la calidad radiológica en todo el territorio español, no sólo, por tanto, en el entorno de las instalaciones.
- ⇒ Sobre residuos radiactivos el CSN actúa en el control de la gestión pudiendo llegar incluso, en circunstancias muy concretas, a proponer la desclasificación de residuos de media y baja actividad.
- ⇒ En situaciones de emergencia el CSN coordina cuantos medios sean necesarios para el cumplimiento de las funciones de su competencia.
- ⇒ Además, el CSN aprueba normas de carácter técnico y adquiere la facultad de emitir apreciaciones favorables sobre nuevos diseños y metodologías y tiene también la facultad de apercibir a los titulares y proponer medidas correctoras y, en su caso, imponer multas coercitivas.
- ⇒ Finalmente, el CSN lleva a cabo la regulación de empresas en materia de protección radiológica.

El RINR unificó el contenido general de las autorizaciones y armonizó sus disposiciones con otras normas generales. De dicho Reglamento se desprenden funciones para el CSN como son la participación en los Comités de Información, formados por representantes del Gobierno, de la Comunidad Autónoma, de los municipios en cuyo territorio esté localizada la central y de la propia central. Estos comités tienen la función de informar a distintas entidades sobre el desarrollo de las actividades reguladas.

Otros temas destacables que afectaron a las misiones y responsabilidades del CSN hacen referencia a la creación de un registro de transportistas de sustancias nucleares y materiales radiactivos y a la regulación de la aprobación de nuevos diseños y metodologías. Además, se han otorgado misiones al CSN sobre la información al público y su comportamiento a seguir en caso de emergencia.

El reforzamiento de ciertas áreas de 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, ha llevado aparejada la necesidad de introducir determinados cambios en su estructura orgánica. Estos cambios tienen el objetivo 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.

La estructura orgánica del CSN no ha sido modificada respecto al Informe anterior y es la que aparece reflejada en el [Anexo F](#) de este informe.

20.2. Novedades normativas en el CSN

Durante el año 2004 el CSN ha finalizado la elaboración del *Plan Estratégico 2005 – 2010*, en el que, teniendo en cuenta las condiciones actuales del entorno y las previsibles condiciones futuras, fija los resultados que espera obtener, las estrategias y los objetivos para el horizonte temporal de los próximos cinco años.

Otro de los proyectos previstos en el *Plan de Acción* para la modernización del funcionamiento del Organismo es el de reingeniería de procesos, que se ha finalizado a lo largo del año 2004. Sus conclusiones y recomendaciones se presentaron al Consejo en septiembre del citado año, y en la actualidad están en curso de implantación.

Se ha diseñado e implantado un nuevo modelo de planificación, soportado por una nueva aplicación informática. El nuevo modelo tiene como objetivos principales conseguir una mayor integración entre la estrategia del organismo y las actividades del día a día, y simplificar los documentos de planificación (planes e informes de seguimiento).

Como consecuencia de los trabajos relacionados con la protección de datos, se ha actualizado la resolución del Consejo que regula los ficheros automatizados que contienen datos de carácter personal.

Mejora del proceso regulador

Durante el año 2004 han avanzado notablemente las actividades de mejora de la eficacia del proceso regulador con la ejecución de las actividades aprobadas en los mandatos de las tareas de mejora identificadas. Los borradores de las tareas de mejora están siendo sometidos al proceso de comentarios y aprobación. Se señalan las tareas tales como *Políticas del CSN*, *Pirámide normativa y bases de licencia*, *Adaptación del Reactor oversight process (ROP) en el Sistema integrado de supervisión de centrales (SISC)*, *Proceso de evaluación, calidad de documentos y Guía de exenciones* así como otras tareas específicas *Programa de identificación y resolución de problemas* y *Programa de acciones correctivas*.

Planificación y seguimiento

En el ejercicio 2004 se ha diseñado e implantado un nuevo modelo de planificación. El modelo considera la planificación como un proceso continuo en el que, partiendo de unos objetivos estratégicos, se establecen objetivos operativos y se evalúa de forma continua el cumplimiento y la validez de ambos.

La planificación estratégica se diseña para satisfacer a largo plazo las metas generales del Organismo (*Misión y Visión*), enfocando sus elementos como un todo. La planificación operativa aplica y desarrolla los planes estratégicos en el quehacer diario, formu-

lando planes a corto plazo. El ciclo se cierra mediante la medición y evaluación, que permiten identificar posibles desviaciones y tomar medidas para corregirlas.

La formulación de la estrategia y la definición de objetivos estratégicos se realizan por un período quinquenal. Las estrategias y objetivos asociados se recogen en el Plan Estratégico que aprueba el CSN. Este fija anualmente las políticas de actuación (aunque pueden actualizarse si los cambios en el entorno lo requieren), que se recogen en una resolución del Secretario General incluyendo las instrucciones para la preparación del *Plan Anual de Trabajo (PAT)*.

Por último, es necesario establecer parámetros y estándares que proporcionen los datos necesarios para confrontar si los resultados que se obtienen corresponden a los previstos, si los plazos señalados se cumplen o si las actividades se desarrollan con la calidad debida. La herramienta para realizar la medición y evaluación es el cuadro de mando integral que, tomando como referencia y ampliando el actual cuadro de mando, se va a implantar en el CSN.

Plan de Calidad Interna

Durante el año 2004 se han dedicado 6.515 horas a calidad interna y 10.259 a planificación, lo que supone respectivamente el 1,74% y el 2,75% de las horas disponibles.

A 31 de diciembre existen 89 procedimientos aprobados, siendo 27 de ellos de gestión, 13 administrativos, y 49 técnicos. Durante el año 2004 se aprobaron cuatro procedimientos.

La Dirección técnica de seguridad nuclear, (DSN), ha enviado al Área de calidad interna, (CALI), 11 procedimientos del *Sistema Integrado de Supervisión de Centrales*, (SISC), para adaptarlos al sistema documental del CSN.

Se ha finalizado satisfactoriamente la auditoría para verificar el cumplimiento con el *Reglamento de medidas de seguridad* de los datos de carácter personal y también se ha finalizado el proyecto de *Reingeniería de procesos*.

Plan de sistemas de información

Como parte de la implantación del nuevo modelo de planificación, se ha desarrollado e implantado un nuevo sistema de planificación y gestión de actividades. El sistema está basado en la herramienta EPM de Microsoft.

Se ha desarrollado un sistema de *Administración electrónica* que permite el pago telemático de tasas de instalaciones radiactivas y además, otro sistema que permite la presentación telemática de documentación (registro telemático) de las instalaciones nucleares.

Como parte de los trabajos relacionados con el plan de formación se ha desarrollado e implantado una nueva aplicación que funciona sobre la Intranet del CSN. La aplicación permite realizar *on line* las solicitudes y evaluaciones de cursos, utilizando formularios Web.

Para hacer posible la ampliación de las oficinas del CSN, ha sido necesario instalar y configurar la red local de la nueva planta, e interconectarla con el edificio del CSN. Para realizar la interconexión se ha instalado un enlace óptico basado en tecnología láser.

Plan de formación

Durante el año 2004 se llevó a cabo la ejecución de las actividades previstas en el Plan de formación del CSN y el Consejo aprobó a principios de este año la creación de una Comisión de formación, con los siguientes objetivos: elaborar los criterios y la metodología de seguimiento de los planes de formación, llevar a cabo el seguimiento y la evaluación de los resultados de las actividades formativas del año en curso y desarrollar los criterios para el diseño del Plan de Formación 2005 y sucesivos.

Desde la Comisión se han desarrollado las actividades necesarias para alcanzar dichos objetivos, con especial atención, por su relevancia, se ha diseñado el Plan de Formación para el año 2005.

El diseño del mismo, se ha realizado por primera vez de acuerdo con los objetivos estratégicos, tal y como han sido definidos en el Plan Estratégico del CSN, facilitando y potenciando el cumplimiento de la Misión y Visión del CSN.

El esfuerzo formativo realizado por el Consejo se orientó, de una parte, a la dotación y actualización de conocimientos en las áreas de seguridad nuclear y protección radiológica, de desarrollo de habilidades directivas y de gestión administrativa; y, de otra, al desarrollo de programas específicos de enseñanza de los idiomas: inglés, francés y alemán, así como de procesos de formación sobre el manejo de herramientas y recursos informáticos por parte del personal del CSN.

20.3. Valoración del cumplimiento

De lo expuesto en los anteriores apartados se puede deducir el cumplimiento por el Estado español de las obligaciones contenidas en el Artículo 20 de la Convención.

Sección F

Otras disposiciones
relacionadas con la seguridad

Artículo 21 Responsabilidad del titular de la licencia

Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia

- 1. Cada Parte Contratante asegurará que la responsabilidad primordial en cuanto a la seguridad en la gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos recaiga sobre el titular de la correspondiente licencia, y adoptará las medidas adecuadas para asegurar que dicho titular asuma sus responsabilidades.*
- 2. De no haber un titular de la licencia u otra parte responsable, la responsabilidad recaerá en la Parte Contratante que tenga jurisdicción sobre el combustible gastado o sobre los desechos radiactivos.*

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 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 (ej. chatarras) se aplican medidas específicas (véase sección J, [art. 28](#), Fuentes selladas en desuso).

21.1. Responsabilidad del titular con respecto a la seguridad

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.

Los preceptos legales en los que se asigna la responsabilidad del titular de las instalaciones se recogen en la LEN y en el 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 esta.

En la LEN 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.

El Real Decreto Ley 5/2005, de 11 de marzo, de reformas urgentes para el impulso a la productividad y para la mejora de la contratación pública, en su artículo vigésimo quinto, "Fondo para la financiación de las actividades del Plan general de residuos radiactivos", modifica la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del sector eléctrico, estableciendo que el Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo. Asimismo, asumirá la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear o radiactiva una vez haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

21.2. Responsabilidad por daños nucleares

En este campo se han producido importantes novedades: España, Estado Parte del Convenio sobre responsabilidad civil por daños nucleares de 1960 (Convenio de París) y del Convenio complementario al anterior de 1963 (Convenio de Bruselas), ha firmado el 12 de febrero de 2004 una modificación importante de ambos Convenios. Actualmente estas modificaciones se encuentran en proceso de ratificación.

La modificación conlleva una reforma importante en el régimen de responsabilidad civil de las instalaciones nucleares, pues, entre otras modificaciones:

- ✓ Aumentan sensiblemente los montantes de responsabilidad, que establece como mínimos, a los que se ve obligado el responsable, de 150 hasta 700 millones de euros para las instalaciones nucleares y de 6 hasta 70 millones de euros para las instalaciones nucleares de bajo riesgo, como es el caso de El Cabril;
- ✓ Incluye en su ámbito de aplicación a otros Estados que no sean Parte del mismo Convenio (si bien en este sentido varios países, entre ellos Alemania y España, han presentado una reserva sobre el montante en la aplicación de la reciprocidad con países firmantes del Convenio de Viena, vigente en la mayor parte del Este de Europa y Rusia)
- ✓ Aumenta considerablemente el período de presentación de reclamación por daños personales, de 10 a 30 años;
- ✓ La consideración de daño nuclear abarca también los daños medio ambientales, en sintonía con el principio "el que contamina, paga"

21.3. 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. La información sobre estas actividades se recoge en la Sección E de este informe, [artículo 19](#) (Marco legislativo y regulatorio).

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 defi-

nir 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 sector eléctrico refuerzan la importancia del seguimiento y control de los cambios organizativos de las instalaciones nucleares.

Sigue en vigor el requisito establecido por el CSN por el 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.

21.4. 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 están establecidas 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

Artículo 22. Recursos humanos y financieros

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) Se disponga del personal calificado necesario para las actividades relacionadas con la seguridad durante la vida operacional de una instalación de gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos:*
- ii) Se disponga de recursos financieros suficientes para mantener la seguridad de las instalaciones de gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos durante su vida operacional y para la clausura;*
- iii) Se adopten disposiciones financieras que permitan continuar aplicando los controles institucionales y actividades/medidas de vigilancia radiológica apropiados durante el período que se considere necesario después del cierre de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos.*

22.1. Disponibilidad y cualificación 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 presentar el titular en las distintas autorizaciones, así como para las licencias y acreditaciones del personal. (Autorización previa, de construcción y de explotación).

✓ Organización interna del personal

En la solicitud de explotación, el Reglamento de Funcionamiento de la instalación 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 este documento deben ser aprobadas por la Dirección General de Política Energética y Minas del MITYC previo informe preceptivo del CSN.

En este capítulo de organización se deben también 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. Asimismo, 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.

✓ 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 requiere 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 es concedida por el CSN previo examen de competencia de los candidatos por un Tribunal designado por el CSN²² para responsabilizarse del correspondiente servicio o unidad técnica, o como Jefe de Servicio en Protección Radiológica.

El CSN, una vez entran en explotación las instalaciones, realiza 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 estos 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.

²²Base documental: *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*

Actualmente, un programa de inspecciones bienales a estos programas de formación de personal con o sin licencia, de plantilla o externo, permite mantener un grado de confianza elevado sobre las actividades de los titulares en materia de formación.

✓ **Cualificación del personal de ENRESA**

En España, la responsabilidad específica sobre la gestión de los residuos radiactivos y la clausura y desmantelamiento de instalaciones nucleares fue asignada en 1984 a ENRESA por su Real Decreto de creación. Esta dispone de una organización y una plantilla que le permite acometer los programas de gestión establecidos en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) aprobado por el Gobierno. A 31 de diciembre de 2004, ENRESA disponía de una plantilla de 264 personas, de las cuales 146 están destinadas en la sede de Madrid, 116 en la instalación centralizada de disposición final de residuos de baja y media actividad de El Cabril y 2 en el proyecto de desmantelamiento y clausura de la C.N. Vandellós 1.

Como explotador responsable de estas instalaciones, ENRESA está, asimismo, sometida 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.

Como hemos indicado en la [Sección A](#) de este informe, y también se explica en la Sección E, [Artículo 19](#) (marco legislativo y regulador), la regulación concerniente a los fondos de financiación de las actividades previstas en el PGRR ha experimentado recientemente cambios importantes. Estos se concretan en la promulgación de los RD 1349/2003, sobre Ordenación de las Actividades Financieras de ENRESA y RD-Ley 5/2005, sobre Medidas Urgentes para el Impulso de la Productividad y para la Mejora de la Contratación Pública.

Como resultado de estas reformas, el esquema de financiación en vigor establece la creación de un Fondo para la financiación de las actividades amparadas por el PGRR, que se dotará mediante los ingresos procedentes de las vías que se indican a continuación, incluidos los rendimientos financieros generados por aquellos, que son:

- a) Desde el 1 de abril de 2005, la facturación a los titulares de las centrales nucleares de las cantidades que resulten de multiplicar los kilovatios hora brutos (kWh) generados por cada una de ellas por un valor unitario específico para cada central nuclear, valores estos que son fijados por el MITYC y pueden ser revisados cada año mediante Real Decreto con base en una memoria técnico-económica actualizada de los costes correspondientes.
- b) Las cantidades ingresadas por tarifas de suministro a clientes finales y tarifas de acceso procedentes de la aplicación de porcentajes sobre la recaudación por venta de energía eléctrica.

- c) Las cantidades ingresadas para la gestión de los residuos radiactivos derivados de la fabricación de elementos combustibles y para el desmantelamiento de las instalaciones de fabricación de elementos combustibles. Con este objeto, se ha establecido un mecanismo de aportaciones anuales, durante la vida operativa de estas instalaciones, de tal manera que estos pagos más sus rendimientos financieros correspondientes cubran los costes previstos para estas actividades de acuerdo con las estimaciones del PGRR.
- d) El resultado de la facturación, mediante tarifas aprobadas por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, por la prestación del servicio de gestión de los residuos radiactivos producidos, a los explotadores de las instalaciones radiactivas generadoras de residuos radiactivos por aplicaciones en los campos de la medicina, industria, agricultura e investigación.
- e) Cualquier otra modalidad de ingresos no contemplada en los párrafos anteriores.

Con carácter general, las dotaciones al Fondo sólo podrán ser invertidas en gastos, trabajos, proyectos e inmovilizaciones derivados de actuaciones previstas por el PGRR. Sin embargo, en supuestos excepcionales, la gestión de los residuos radiactivos generados podrá ser efectuada con cargo a los rendimientos financieros integrados en el Fondo, cuando el coste de esta gestión no pueda repercutirse de conformidad con la normativa vigente y así lo determine el MITYC.

Al concluir el período de gestión de los residuos radiactivos y de desmantelamiento de instalaciones contemplados en el PGRR, las cantidades totales ingresadas en el Fondo a través de las distintas vías de financiación deberán cubrir los costes incurridos, de tal manera que el saldo final resultante sea cero.

La gestión del Fondo creado, responsabilidad de ENRESA, se rige por los principios de seguridad, rentabilidad y liquidez, existiendo un Comité de Seguimiento y Control, adscrito al MITYC, al que corresponde la supervisión, control y calificación de las inversiones transitorias.

ENRESA, en el marco de sus obligaciones derivadas del RD 1349/2003 sobre ordenación de las actividades de ENRESA, tiene que presentar cada año al MITYC un informe económico-financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el PGRR que considera, también, la adecuación a dicho coste de los mecanismos financieros vigentes.

Además de esta presentación anual, este aspecto está sujeto a las revisiones o informes del PGRR que se realizan cada cuatro años.

22.3. Valoración del cumplimiento

El marco reglamentario español permite disponer del personal cualificado para las actividades relacionadas con la seguridad durante la vida operacional de las instalaciones nucleares y radiactivas, incluidas las de gestión de residuos radiactivos y CG. 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 residuos radiactivos y CG. Desde el 1 de abril de 2005, se introduce un sistema de financiación directa por los operadores de las centrales nucleares. Por todo ello, se considera que España cumple con los contenidos del art. 22 de la Convención.

Artículo 23 Garantía de calidad

Artículo 23: Garantía de calidad

Cada parte contratante adoptará las medidas necesarias para asegurar que se establezcan y apliquen programas de garantía de calidad adecuados con respecto a la seguridad en la gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos.

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

Las instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares, excepto las de almacenamiento incidental durante el transporte, son consideradas instalaciones nucleares. Por lo tanto, las instalaciones de almacenamiento centralizado de residuos radiactivos de baja, media 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 aplicables a la explotación de las mismas.

Otras actividades que dan lugar a la generación de residuos radiactivos son las asociadas al desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo de combustible nuclear, a las que también se requiere un programa de garantía de calidad aprobado por la administración.

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 se incluye dentro del alcance de los programas de garantía de calidad aplicables a la explotación de las mismas. Lo mismo sucede con la gestión de los residuos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos generados durante la explotación.

España dispone del almacenamiento centralizado de El Cabril para residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad. Este está clasificado como instalación nuclear y como tal le ha sido requerida la aplicación de programas de garantía de calidad.

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 sometidos a aprobación por parte del CSN. También se han desarrollado programas de garantía de calidad y planes de calidad para el diseño y fabricación de contenedores de combustible gastado. A las propias instalaciones de almacenamiento de estos contenedores, al encontrarse ubicadas dentro del vallado de las centrales implicadas, se les aplica el programa de garantía de calidad de las propias instalaciones.

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 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 conservando la responsabilidad de la efectividad del programa en su conjunto.

El organismo 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.

Todas las actividades relacionadas con la seguridad, realizadas por y para las instalaciones nucleares españolas deben cumplir con el programa de garantía de calidad que les aplique. Se incluye, por consiguiente, no sólo 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. Esto incluye también el transporte de sustancias radiactivas, que deben realizarse de acuerdo a los programas de garantía de calidad de las empresas implicadas.

23.2. Sistema de inspección y evaluación de los programas de garantía de calidad

De acuerdo con lo establecido en el [punto 19.3](#) de este mismo informe (Sistema de inspección y evaluación de las instalaciones nucleares y radiactivas), y con el fin de comprobar el correcto cumplimiento de las condiciones y requisitos de las autorizaciones, así como de evaluar el funcionamiento de las mismas, las evaluaciones e inspecciones de los diferentes programas de garantía de calidad se realizan del siguiente modo:

1. Evaluaciones

Se comprueba que los manuales de garantía de calidad desarrollan los criterios de la normativa nuclear recomendada; 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, se evalúan los planes de calidad específicos aplicables al diseño y fabricación de los contenedores de transporte y almacenamiento de combustible nuevo y gastado.

2. Inspecciones

Bienalmente se revisan los programas de garantía de calidad de la instalación centralizada de almacenamiento de residuos sólidos de baja y media actividad de El Cabril y de las actividades de desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I.

Adicionalmente, suelen ejecutarse inspecciones a los programas de garantía de calidad de otras instalaciones y actividades, tales como: desmantelamiento de la Planta Elefante de tratamiento de concentrados de uranio natural, desmantelamiento de instalaciones del CIEMAT, transportistas de materiales radiactivos, y diseño o fabricación de contenedores de combustible irradiado.

23.3. 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 los residuos radiactivos.

Artículo 24 Protección radiológica operacional

Art. 24. Protección Radiológica Operacional.

1. *Cada parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que durante la vida operacional de una instalación de gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos:*
 - i) *La exposición radiológica de los trabajadores y el público causada por las instalaciones se reduzca al nivel más bajo que sea razonablemente alcanzable, teniendo en cuenta factores económicos y sociales;*
 - ii) *Ninguna persona sea expuesta, 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;*

- iii) Se adopten medidas para prevenir emisiones no planificadas y no controladas de materiales radiactivos al medio ambiente.*
- 2. *Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que las descargas sean limitadas de modo que:*
 - i) Se mantenga la exposición a las radiaciones al nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, teniendo en cuenta los factores económicos y sociales; y*
 - ii) Ninguna persona sea expuesta, 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.*
- 3. *Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que, durante la vida operacional de una instalación nuclear regulada, en caso de que se produzca una emisión no planificada o no controlada de materiales radiactivos al medio ambiente se apliquen medidas correctivas apropiadas para controlar la emisión y mitigar sus efectos.*

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 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 se clasifican éstos 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 período 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 preseleccionadas 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 es-

porádica. 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 2004.

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 2004 fueron 231. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 25 mSv. persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,72 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 1,44% con respecto al límite anual.

b) Centrales Nucleares

Por lo que respecta a los resultados dosimétricos correspondientes al año 2004 para el conjunto de las centrales nucleares cabe destacar que fueron 6.077 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en esta área y que fueron controlados dosimétricamente. Estas lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 3.068 mSv.persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 1,31 mSv/año y considerando el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 2,61% del límite anual de dosis (50 mSv/año).

La principal contribución a la dosis colectiva en este sector (2.610 mSv. persona) correspondió al personal de contrata, con un total de 4.131 trabajadores y una dosis individual media de 1,43mSv/año. En el caso del personal de plantilla la dosis colectiva fue de 458 mSv.persona, con un total de 1.971 trabajadores y una dosis individual media de 0,88 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 Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes 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.

En cuanto a la limitación de las dosis, en el RPSRI se establecen 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, asimismo se requiere que:

- ✓ 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.

Asimismo, con objeto de garantizar el cumplimiento de estos límites y asegurar que la exposición de la población es tan baja como sea razonablemente posible, 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 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 requieren una autorización expresa del MITYC previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear (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 las centrales nucleares, el desarrollo en detalle de estas Especificaciones Técnicas se incluye en el Manual de Cálculo de Dosis (MCDE) -no así en el Centro de almacenamiento de residuos de El Cabril, donde se desarrollan en el propio documento de Especificaciones-. 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 efluente.

Actualmente, a las centrales nucleares, tanto durante la operación como en la etapa de desmantelamiento, se les 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.

Un aspecto de interés es que en las centrales nucleares españolas el agua de las piscinas de almacenamiento del combustible irradiado no constituye un aporte a los sistemas de tratamiento de los efluentes radiactivos 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.

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 conside-

rando 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 por 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.

En las ETF 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 de los datos reales de descarga y 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 operación 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 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, para los efluentes líquidos y gaseosos de las centrales nucleares españolas se utilizan unos "Niveles de referencia", 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.

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.

Los vertidos durante los años 2003 y 2004 de las centrales nucleares españolas y del C.A. de El Cabril se resumen en las [Tabla 10](#) y [11](#) respectivamente.

Estas descargas 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 de los dos años. Pese a las aproximaciones tan conservadoras consideradas en su estimación, los valores obtenidos para los efluentes (líquidos y gaseosos) de las centrales nucleares españolas no han superado en ningún caso un 3,5 % del límite de descarga y un 0,1% para los efluentes (gaseosos) del C.A. de El Cabril.

Tabla 10
Actividad de los efluentes radiactivos de las CCNN españolas (Bq).

	Centrales PWR						Centrales BWR	
	CN José Cabrera	CN Almaraz I y II	CN Ascó I	CN Ascó II	CN Vandellós II	CN Trillo	CN Sta M ^a Garoña	CN Cofrentes
Efluentes líquidos								
Año 2003								
Total salvo Tritio y Gases	4,72 x 10 ⁷	4,17 x 10 ⁹	5,78 x 10 ⁹	2,43 x 10 ⁹	2,55 x 10 ¹⁰	7,67 x 10 ⁸	8,36 x 10 ⁸	1,80 x 10 ⁸
Tritio	9,53 x 10 ¹²	4,51 x 10 ¹³	9,38 x 10 ¹²	3,72 x 10 ¹³	3,23 x 10 ¹³	1,76 x 10 ¹³	3,81 x 10 ¹¹	1,02 x 10 ¹²
Gases Disueltos	LID	LID	1,08 x 10 ⁹	2,13 x 10 ⁸	5,31 x 10 ⁸	(*)	LID	4,90 x 10 ⁹
Año 2004								
Total salvo Tritio y Gases	3,61 x 10 ⁷	2,17 x 10 ⁹	6,38 x 10 ⁹	7,37 x 10 ⁹	6,30 x 10 ⁹	3,56 x 10 ⁸	3,41 x 10 ⁸	1,82 x 10 ⁷
Tritio	2,96 x 10 ¹²	4,42 x 10 ¹³	3,91 x 10 ¹³	1,65 x 10 ¹³	2,86 x 10 ¹³	2,85 x 10 ¹³	2,54 x 10 ¹¹	7,09 x 10 ¹⁰
Gases Disueltos	LID	LID	4,28 x 10 ⁹	1,35 x 10 ⁸	7,79 x 10 ⁸	(*)	LID	LID
Efluentes gaseosos								
Año 2003								
Gases Nobles	9,35 x 10 ¹²	3,04 x 10 ¹¹	8,21 x 10 ¹²	2,91 x 10 ¹¹	1,78 x 10 ¹²	3,45 x 10 ¹¹	LID	1,41 x 10 ¹³
Halógenos	1,55 x 10 ⁵	2,31 x 10 ⁴	2,73 x 10 ⁶	LID	4,81 x 10 ⁸	1,63 x 10 ⁶	6,26 x 10 ⁷	6,72 x 10 ⁹
Partículas	2,15 x 10 ⁴	3,40 x 10 ⁶	5,15 x 10 ⁶	1,94 x 10 ⁶	6,85 x 10 ⁷	1,82 x 10 ⁵	1,55 x 10 ⁷	5,09 x 10 ⁷
Tritio	4,25 x 10 ¹⁰	3,32 x 10 ¹²	6,16 x 10 ¹¹	1,40 x 10 ¹²	1,98 x 10 ¹¹	6,75 x 10 ¹¹	4,00 x 10 ¹¹	2,00 x 10 ¹²
Año 2004								
Gases Nobles	8,17 x 10 ¹²	3,28 x 10 ¹¹	1,26 x 10 ¹³	1,27 x 10 ¹⁰	1,71 x 10 ¹¹	1,20 x 10 ¹¹	LID	4,93 x 10 ¹³
Halógenos	LID	LID	3,65 x 10 ⁸	8,29 x 10 ⁴	4,12 x 10 ⁶	LID	1,41 x 10 ⁸	2,16 x 10 ¹⁰
Partículas	3,04 x 10 ⁵	2,27 x 10 ⁵	2,38 x 10 ⁶	3,48 x 10 ⁶	7,39 x 10 ⁴	1,02 x 10 ⁵	7,04 x 10 ⁸	2,22 x 10 ⁹
Tritio	7,56 x 10 ¹⁰	4,43 x 10 ¹²	5,73 x 10 ¹¹	1,11 x 10 ¹²	1,46 x 10 ¹¹	1,18 x 10 ¹²	4,52 x 10 ¹¹	2,89 x 10 ¹²

(*) Los vertidos líquidos no arrastran gases disueltos por ser eliminados en el proceso de tratamiento de los mismos.

Tabla 11
Actividad de los efluentes radiactivos de El Cabril (Bq).

Efluentes gaseosos	Actividad Alfa total (Bq)	Actividad Beta total (Bq)	Actividad Gamma (Bq)	Actividad Tritio (Bq)
Año 2003	5,24 x 10 ³	9,79 x 10 ⁴	1,35 x 10 ³	6,38 x 10 ⁸
Año 2004	6,41 x 10 ³	1,01 x 10 ⁵	LID	1,69 x 10 ⁹

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. Asimismo, deben 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.

Durante el período de tiempo que cubre este informe, no se ha producido ninguna descarga no planificada en las instalaciones nucleares españolas.

24.3. Valoración del cumplimiento

La responsabilidad que asigna la normativa española al titular de las instalaciones nucleares incluye los aspectos relacionados con el control de descargas de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos. Se considera que las instalaciones españolas cumplen correctamente los requisitos establecidos en el art. 24 de la Convención, tanto por la aplicación del criterio ALARA como por las medidas que implementan de protección de los trabajadores, programas de vigilancia, limitación y control de efluentes y programas de vigilancia ambiental.

Artículo 25 Preparación para casos de emergencia

Art. 25. Preparación para casos de emergencia.

- 1. Cada Parte Contratante asegurará que antes y durante la operación de una instalación de gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos existan planes de emergencia apropiados que sean aplicables dentro del emplazamiento, y, de ser necesario, fuera de él. Dichos planes de emergencia deben probarse con la frecuencia adecuada.*
- 2. Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para la preparación y prueba de los planes de emergencia para su territorio en la medida que éste pueda verse afectado por una emergencia radiológica en una instalación de gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos situada en las cercanías de su territorio.*

25.1. Asignación de responsabilidades ante situaciones de emergencia

En el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), en el que se establece la planificación y preparación ante situaciones de emergencia, se determinan las distintas autoridades competentes y los organismos públicos concernidos de la Administración del Estado, Autonómica y Local en casos de emergencia y en materias de gestión de residuos radiactivos.

Las principales autoridades competentes y organismos públicos son los siguientes:

1. El Ministerio del Interior tiene asignadas las responsabilidades que competen al Estado en todas las materias de protección civil.
2. El CSN tiene asignadas las responsabilidades que le son propias como único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.
3. Las Administraciones autonómicas y locales (Comunidades Autónomas, Ayuntamientos y Diputaciones provinciales afectados e incluidos en los correspondientes Planes de Emergencia Nuclear), tienen asignadas las responsabilidades que les son propias en materias de protección civil, seguridad ciudadana, sanidad, transportes y comunicaciones, abastecimiento y albergue, y otras.
4. ENRESA tiene la responsabilidad de actuar como apoyo a los servicios de protección civil, en la forma y circunstancias que se le requieran.

Los órganos internacionales interlocutores en caso de emergencia se indican más adelante en el [subapartado 25.5](#) del presente informe.

25.2. Marco legislativo y regulador ante situaciones de emergencia

La planificación y preparación ante situaciones de emergencia nuclear vienen regidas en España por el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN) y por el RINR. Asimismo, se recogen disposiciones generales sobre emergencias que pudieran acontecer en instalaciones nucleares o radiactivas, o en el transporte de materiales radiactivos, en los siguientes preceptos:

✓ 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.

✓ Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN)

El Plan Básico de Emergencia Nuclear fue aprobado por el Gobierno, a propuesta del Ministerio del Interior, en Consejo de Ministros de fecha 25 de junio de 2004, previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear y de

la Comisión Nacional de Protección Civil, y publicado por Real Decreto del Ministerio de Interior de fecha 14 de julio de 2004.

El PLABEN es la guía que, con carácter de directriz, contiene las normas y criterios esenciales para la elaboración, implantación material efectiva y mantenimiento de la eficacia de los planes de emergencia nuclear de protección civil, cuya competencia corresponde a la Administración General del Estado con el concurso de las restantes Administraciones públicas. Sus objetivos son los de reducir el riesgo o mitigar las consecuencias de los accidentes en su origen y evitar o, al menos, reducir en lo posible los efectos adversos de las radiaciones ionizantes sobre la población y los bienes; para lo que, en el mismo, se definen las actuaciones previstas por las Autoridades Públicas para la oportuna y adecuada protección de estos. El PLABEN contiene, como fundamento, los criterios radiológicos definidos por el CSN para la planificación de la respuesta a emergencias en instalaciones nucleares.

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

- ⇒ Planes Interiores de Emergencia de las Instalaciones Nucleares (PEI)
- ⇒ Planes de Emergencia Nuclear, exteriores a la central nuclear (PEN)
- ⇒ Planes de Actuación Municipal en Emergencia Nuclear (PAMEN),
- ⇒ Así como en el Plan de Emergencia Nuclear de nivel Central de Respuesta y Apoyo (PENCRA), en el que se define la organización, estructura y funciones de índole Nacional ante situaciones de emergencia.

✓ Ley de Creación del CSN

La Ley 15/1980 de 22 de abril de 1980 de creación del CSN está vigente y se complementa con la Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear; en la cual se modifican los artículos de la citada Ley de creación del CSN relativos a la mayor cobertura de las funciones que desempeña el CSN y en concreto los relacionados con las funciones y competencias del CSN en las emergencias.

✓ Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR)

El vigente RINR, que fue publicado por Real Decreto 1836/1999 del Ministerio de Industria y Energía, 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 dispone de una instalación que tiene por principal finalidad la gestión de residuos radiactivos que, según la Reglamentación española, está categorizada como instalación nuclear. Esta instalación, al igual que las centrales nucleares, debe disponer de un Plan de Emergencia Interior que, actualmente, es aprobado por el MITYC, previo informe preceptivo del CSN que lo evalúa considerando normas específicas nacionales e internacionales.

✓ Real Decreto de creación de ENRESA

El Real Decreto 1522/84 de 4 de julio de 1984²³ por el que se autoriza la constitución de ENRESA, asigna a esta empresa, en caso de emergencias nucleares o radiológicas, el cometido de actuar como apoyo a los servicios de protección civil, en la forma y circunstancias que se requieran.

✓ Directriz Básica de Planificación de Protección Civil ante el Riesgo de Accidentes en los Transportes de Mercancías Peligrosas por Carretera y Ferrocarril.

Esta Directriz, que fue aprobada por Real Decreto 387/1996 de 1 de julio de 1996, establece los elementos básicos de la planificación de emergencias a nivel de la Administración Estatal y Autonómica, las situaciones para gestionar las emergencias y los órganos de coordinación, aplicables en el caso de accidentes en los transportes por carretera y ferrocarril de mercancías peligrosas, entre las que se encuentran los materiales radiactivos (mercancías peligrosas Clase VII).

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

✓ Nivel de Respuesta Interior

Las actuaciones de preparación y respuesta a situaciones de emergencia en este nivel se contienen en los Planes de Emergencia Interior de las instalaciones nucleares.

El objetivo de estos Planes 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.

En los Planes de Emergencia Interior 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 planta, teniendo en cuenta la cantidad máxima de material radiactivo que podría liberarse al exterior de la instalación considerando una evolución pesimista del suceso iniciador de la emergencia.

²³Como se indica en repetidas ocasiones en este informe, este RD 1522/84 ha sido derogado por el RD 1349/2003, de 31 de octubre, sobre Ordenación de Actividades de ENRESA, el cual consiste, básicamente, en una refundición en un solo texto de diversas normas dispersas que configuraban hasta el momento la regulación jurídica de ENRESA. No obstante, las referencias al RD de 1984 se han mantenido por ser este RD el que originalmente atribuía sus funciones a ENRESA.

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.

Los Planes de Emergencia Interior son documentos preceptivos para la solicitud y concesión de la Licencia de funcionamiento de cualquier instalación nuclear. El proceso para su aprobación ya se ha indicado en el apartado anterior al describir el vigente RINR.

✓ Nivel de Respuesta Exterior

Las actuaciones de preparación y respuesta a situaciones de emergencia en este nivel se establecen en:

- ⇒ Los Planes de Emergencia Nuclear exteriores a las centrales nucleares, que a su vez incluyen los planes de actuación municipal en emergencia nuclear (PAMEN).
- ⇒ El Nivel Central de Respuesta y Apoyo. Este configura un modelo de respuesta a nivel nacional que 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 a los Planes de Emergencia Nuclear exteriores se realiza a través de la Dirección General de Protección Civil y Emergencias (DGPC y E), 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 este a su vez a los diversos organismos y empresas públicas o privadas cuya participación sea necesaria para atender las funciones específicas que tiene atribuidas.

✓ Preparación y Respuesta del CSN ante situaciones de emergencia.

Las actuaciones del CSN, a través de su Organización de Respuesta ante Emergencias (ORE), durante una situación de emergencia real, tienen prioridad respecto de cualquier otra actividad del CSN. En consecuencia, cuando la Dirección de Emergencia lo considere necesario, cualquier recurso del Organismo será puesto a disposición de la ORE y suspenderá de inmediato las actividades que esté llevando a cabo.

La ORE actúa independientemente de la función reguladora y de control que tiene asignada el CSN y tendrá como funciones exclusivas:

- ⇒ Colaborar en llevar la situación de emergencia a condición segura.

- ⇒ Contribuir a mitigar las consecuencias radiológicas generadas por el accidente que ocasionó la situación de emergencia sobre las personas, los bienes y el medio ambiente.
- ⇒ Informar y asesorar a las autoridades encargadas de dirigir el plan de emergencia aplicable, sobre la adopción de medidas de protección de la población.
- ⇒ Informar a la población sobre los riesgos asociados a la situación de emergencia.
- ⇒ Dar cumplimiento a los compromisos internacionales en materia de pronta notificación y asistencia mutua en lo que al CSN afecte.

Para atender todas estas funciones, el CSN ha desarrollado un Plan de Actuación en Emergencia, cuya revisión 4 ha sido recientemente aprobada (27 de Abril de 2005), 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. Adicionalmente, la Organización de Emergencia del CSN tiene asignado personal a retén, de rotación semanal, que permanentemente debe atender y personarse tanto en la SALEM como en los lugares afectados por una situación de emergencia.

En el [Anexo E](#) de este informe se presenta una descripción resumida del Plan de Actuación del CSN y de su ORE para frente a las emergencias.

25.4. 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 que ordena desarrollar las Directrices de: Información previa a la población, Capacitación y Formación, Ejercicios y Simulacros; así como en los Planes de Emergencia Nuclear Exteriores y en el Acuerdo del Consejo de Ministros de 1999 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 hace un seguimiento del desarrollo de los simulacros anuales de emergencia de la mencionada instalación y del resto de las instalaciones nucleares, 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.

Adicionalmente, el CSN desplaza a las instalaciones a personal inspector para que realice comprobaciones sobre la implantación del Plan de Emergencia Interior y un seguimiento in situ del desarrollo de dichos simulacros, con el objeto de mantener un control sobre la ejecución de los mismos y de requerir a la instalación la implantación de las acciones correctoras que, en su caso, pudieran derivarse de las observaciones efectuadas.

25.5. 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. A estos efectos, se han constituido como puntos de contacto tanto el CSN, con la SALEM como punto operativo, como la DGPC y E y su Sala de Coordinación Operativa (SACOP).

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.

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 y CONVEX de la OCDE y ejercicios bilaterales con Portugal. El CSN participa en estos ejercicios, activando en algunos de ellos su organización de respuesta a emergencias, en coordinación con los dispositivos de emergencia de Protección Civil y del Gobierno de la Nación. 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.

25.6. Valoración del cumplimiento

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

El Plan Integrado de Emergencia Español; constituido por los Planes Interiores de Emergencia de las instalaciones nucleares, los Planes del Nivel de Respuesta Exterior, el Plan de Actuación en Emergencia del CSN y los instrumentos adecuados de coordinación e interfase entre los mismos; supone el cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 25.1 de la Convención, siendo que dichos planes, como se ha descrito anteriormente, 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 han sido recientemente concretadas y se refieren a las siguientes materias:

- ✓ El Plan Básico de Emergencia Nuclear ha sido revisado para, entre otros aspectos, introducir los nuevos criterios radiológicos definidos a nivel internacional, entre ellos la filosofía de niveles de intervención basados en las dosis evitadas. Además, se le ha incorporado la nueva estructuración de la Administración nacional que fue definida en la Ley 6/1997 sobre Organización y Funcionamiento de la Administración General del Estado.
- ✓ El CSN ha desarrollado una aplicación informática, que ha denominado GEMINIS, para la gestión operativa y del mantenimiento del equipamiento necesario para la detección y medida de las radiaciones en situaciones de emergencia, adscritos al Nivel de Respuesta Exterior.
- ✓ El CSN ha aprobado su nuevo Plan de Actuación ante Emergencias, el cual está en proceso de implantación, que reestructura su organización para hacer frente a las emergencias, incrementando su operatividad ante estas situaciones.

Asimismo, en la actualidad se está en pleno proceso de revisión de los Planes de Emergencia Nuclear Exteriores para adaptarlos a lo establecido en el PLABEN, se está procediendo a la remodelación arquitectónica de la SALEM del CSN y a la Implantación de una nueva Red de Comunicaciones entre la SALEM y las instalaciones, instituciones y organismos clave durante el desarrollo de una situación de emergencia, que incrementará la calidad y fiabilidad de las comunicaciones.

Artículo 26 Clausura

Art. 26. Clausura

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para garantizar la seguridad durante la clausura de una instalación nuclear. Dichas medidas garantizarán que:

- i) Se disponga de personal calificado y recursos financieros adecuados;*
- ii) Se apliquen las disposiciones del artículo 24 con respecto a la protección radiológica operacional, las descargas y las emisiones no planificadas y no controladas;*
- iii) Se apliquen las disposiciones del artículo 25 con respecto a la preparación para casos de emergencia, y*
- iv) Se mantengan registros de información importante para la clausura.*

De acuerdo con el RINR, se denomina desmantelamiento al proceso en el que el titular de una instalación, una vez obtenida la correspondiente autorización, lleva a cabo las actividades de descontaminación, desmontaje de equipos, demolición de estructuras y retirada de materiales, para permitir, en último término, la liberación total o restringida del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento termina en una declaración de clausura, que libera al titular de una instalación de su responsabilidad como explotador de la misma y define, en el caso de liberación restringida del emplazamiento, las limitaciones de uso que sean aplicables y el responsable de mantenerlas y vigilar su cumplimiento.

La información sobre el proceso de licenciamiento del desmantelamiento se recoge en el [Anexo B](#) de este informe.

26.1. Organización y responsabilidades del desmantelamiento

El apartado c) del artículo 2 del Real Decreto por el que se crea ENRESA²⁴ atribuye a esta 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 del RD de creación de ENRESA). 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

²⁴Según se ha indicado, ENRESA se crea por el RD 1522/84, derogado. Actualmente se encuentra en vigor el RD 1349/2003, de 31 de octubre, sobre Ordenación de las Actividades de ENRESA.

esto último, de disponer de un plan de gestión del combustible gastado aprobado por el MITYC, previo informe del CSN (art. 28 del mismo).

En el contrato-tipo entre ENRESA y las centrales nucleares aprobado por el MITYC, se establecen más detalladamente las responsabilidades y el alcance de los trabajos que ha de realizar 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 MITYC. 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, ENRESA asume la responsabilidad en la ejecución de las actividades de desmantelamiento y clausura programadas en el plan autorizado, en calidad de titular de la instalación.

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

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 esta 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 MITYC 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.

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.

26.2. 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 esta última asume de acuerdo con el Real Decreto de su creación.

A este respecto, el RD 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.

El RD Ley 5/2005, de 11 de marzo, de reformas urgentes para el impulso a la productividad y para la mejora de la contratación pública, en su artículo vigésimo quinto, "Fondo para la financiación de las actividades del Plan general de residuos radiactivos", modifica la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del sector eléctrico en lo relativo a la financiación del desmantelamiento.

Las cantidades destinadas a dotar la parte de la provisión para la financiación de los costes correspondientes al desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares que sean atribuibles a la explotación de estas a partir del 31 de marzo de 2005 serán financiadas por los titulares de las centrales durante su explotación. A estos efectos, se considerará atribuible a la explotación posterior al 31 de marzo de 2005 la parte proporcional de los costes del desmantelamiento y clausura que correspondan al período de explotación que le reste a la central en esa fecha.

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.

Información adicional sobre el sistema de financiación se recoge en la Sección F de este informe, [artículo 22](#) (Recursos Humanos y Financieros).

26.3. 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. Continúan por ello sometidas a un régimen de inspección y control similar al del resto de las instalaciones nucleares, durante todo el período 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.

El Plan de emergencia interior aplicable durante el desmantelamiento detalla las medidas previstas por el titular y las 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. El plan, así como el resto de documentos oficiales, entre los que se encuentra el Manual de protección radiológica, las Especificaciones técnicas y Estudio de Seguridad, se basa en el análisis de los riesgos de la instalación en su nueva situación de parada definitiva, así como de su evolución en función de las actividades planificadas para este período previo a la transferencia de titularidad

26.4. Archivo documental para el desmantelamiento y clausura

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

El RINR en vigor incorpora la obligación de los titulares de las instalaciones nucleares de recopilar y conservar de manera adecuada durante la etapa de operación la información relevante para la clausura. 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 RINR).

Los aspectos de custodia de documentos una vez clausurada la instalación se recogen en la Sección H, [artículo 17](#) (Medidas institucionales después del cierre).

Adicionalmente, el CSN emitió la Instrucción de 5 de febrero de 2003 IS-04, por la que se regulan las transferencias, archivo y custodia de los documentos correspondientes a la protección radiológica de los trabajadores, público y medio ambiente, de manera previa a la transferencia de titularidad de las prácticas de las centrales nucleares que se efectúe con objeto de su desmantelamiento y clausura. La instrucción determina qué tipo de documentación deberá archivar, custodiarse y entregarse cuando se produzca el cese de las prácticas, con anterioridad a efectuarse la transferencia de la titularidad y, en todo caso, con vistas al proceso de desmantelamiento y con objeto de dar a esta documentación un tratamiento adecuado y homogéneo de acuerdo con lo requerido en el Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.

26.5. Valoración del cumplimiento

De lo anteriormente expuesto se puede concluir que España cumple los requisitos de este artículo de la Convención.

Seccion G

Seguridad de la gestión
del combustible nuclear gastado

Artículo 4 Requisitos generales de seguridad

Artículo 4: Requisitos generales de seguridad

Cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que en todas las etapas de la gestión del combustible gastado se proteja adecuadamente a las personas, a la sociedad y al medio ambiente contra los riesgos radiológicos.

Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para:

- (i) Asegurar que se preste la debida atención a la criticidad y a la remoción del calor residual producido durante la gestión del combustible gastado.*
- (ii) Asegurar que la generación de desechos radiactivos debida a la gestión del combustible gastado se mantenga al nivel más bajo posible, en concordancia con el tipo de política del ciclo de combustible gastado.*
- (iii) Tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado.*
- (iv) Proveer una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente aplicando métodos adecuados de protección a nivel nacional, aprobados por el órgano regulador, en el marco de su legislación nacional que tenga debidamente en cuenta criterios y normas internacionalmente aprobados.*
- (v) Tener en cuenta los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado.*
- (vi) Esforzarse en evitar acciones cuyas repercusiones razonablemente previsibles en las generaciones futuras sean mayores que las permitidas para la generación presente.*
- (vii) Procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras*

Las medidas para el cumplimiento de estos y otros requisitos de esta Sección se exponen, en algunos casos, de manera diferente en función de la etapa de gestión o situa-

ción actual y prevista para el almacenamiento temporal del combustible a corto o medio plazo.

Como se deduce de la Sección D, [apartado D1](#) (Instalaciones de gestión de CG), los combustibles gastados generados en las centrales nucleares españolas se encuentran almacenados de forma temporal en las piscinas asociadas a los nueve reactores en operación. Adicionalmente, en el caso de la C.N. de Trillo, cuya piscina se hubiera saturado en el año 2003, existe una instalación de almacenamiento adicional en seco ubicada en el propio emplazamiento, también denominada *instalación de almacenamiento individualizada de Trillo* (ATI de Trillo), en operación desde el año 2002.

Por otra parte, según se deriva de lo expuesto en [apartado B.4.1](#) de la sección B (Almacenamiento temporal), una nueva instalación de almacenamiento temporal en seco será construida en fechas próximas en el emplazamiento de la C.N. de José Cabrera, cuyo cierre se ha dispuesto para abril del año 2006 (ATI de José Cabrera).

Tanto el ATI de Trillo como el ATI de José Cabrera están basados en el uso de contenedores, de tecnología americana, metálicos y de doble propósito (para almacenamiento y transporte) en el primer caso y mixtos (de hormigón y metal) en el segundo caso.

Finalmente, de acuerdo con las estrategias contempladas en el PGR en vigor y en consonancia con la resolución de la ponencia de la Comisión de Industria del Congreso de los Diputados, ENRESA ha iniciado el desarrollo de un proyecto de ATC, cuyo diseño genérico, tipo bóveda, ha sido presentado al CSN para su apreciación en virtud de lo dispuesto en el artículo 81 del RINR.

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

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

El mantenimiento de las condiciones subcríticas y de la adecuada remoción de calor de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado son requisitos de seguridad que forman parte de los criterios y bases de diseño. Estos requisitos se incorporan mediante la aplicación de sistemas administrativos y técnicos, sometidos a análisis, evaluación y vigilancia por parte del CSN.

La descripción de las medidas adoptadas para el cumplimiento de estos requisitos se encuentra contenida en la documentación preceptiva del proceso de autorización de las instalaciones nucleares en sus diferentes fases, específicamente en los correspondientes estudios de seguridad (ES) y en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETFs), tal y como se indica en la [Sección E](#) de este informe.

Los criterios de diseño utilizados en las piscinas de almacenamiento de combustible gastado existentes toman como referencia la normativa del país de origen de diseño de las centrales nucleares, específicamente el US 10CFR50 (Apéndice B) para todas centrales, excepto en el caso de la piscina la C.N. de Trillo, de tecnología Siemens/ KWU, que se rige por los criterios de diseño emitidos por el BMI (Ministerio Federal del Interior, Alemania).

Los criterios utilizados en el diseño de las instalaciones de almacenamiento en seco de contenedores de la C.N. Trillo y de la C.N. José Cabrera y en el diseño de los propios

contenedores, de tecnología americana en ambos casos, son los contenidos en el 10 CFR 72, respectivamente y en la normativa específica del OIEA (Series de Seguridad 116 "Diseño de instalaciones de almacenamiento de combustible gastado").

4.1.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de las condiciones subcríticas

El criterio de diseño adoptado para el *mantenimiento de las condiciones subcríticas*, tanto para el almacenamiento del combustible gastado en las piscinas, como para el almacenamiento de los mismos 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.

Los métodos utilizados para mantener las condiciones de subcriticidad en condiciones normales, anormales o de accidente en las piscinas de almacenamiento son los siguientes:

1. Mantenimiento de una configuración geométrica segura,
2. Utilización de venenos neutrónicos (disueltos en el agua o integrados en las estructuras de los bastidores de almacenamiento),
3. 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:

- a) En cuanto al crédito al grado de quemado del combustible almacenado:
 - i. En las centrales PWR se incorporó con la modificación de diseño realizada 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 del 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.
 - ii. En las centrales BWR, el margen del 5% de subcriticidad se mantiene por medio de la limitación del grado de enriquecimiento inicial del combustible, una configuración geométricamente segura y la incorporación de veneno en el acero inoxidable de los bastidores de almacenamiento
- b) 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 del 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.

- c) Los métodos para prevenir la criticidad en los contenedores propuestos para la C.N de José Cabrera, actualmente en evaluación, están basados en la geometría inherente del bastidor que alberga al combustible en la cápsula, la incorporación de paneles absorbentes neutrónicos fijados permanentemente al bastidor, los límites administrativos sobre enriquecimiento máximo del combustible y la concentración mínima de boro disuelto en el agua de carga y descarga del combustible en la cápsula

4.1.2. Medidas para garantizar la adecuada remoción de calor

El sistema de refrigeración de las piscinas 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, se modificaron los sistemas de refrigeración en los casos necesarios.

En cuanto a los contenedores de almacenamiento, estos están diseñados para liberar al ambiente el calor generado por los elementos combustibles mediante mecanismos pasivos de convección, conducción y radiación.

En el caso de los contenedores para almacenamiento y transporte en uso actualmente en el almacén en la CN de Trillo, denominados ENSA-DPT, diseñados para almacenar 21 elementos combustibles, tienen capacidad para evacuar 27,3 Kw de calor, aunque la potencia máxima calorífica que genera el combustible no supera los 24,36 Kw. La evacuación de calor se encuentra facilitada por los discos de aluminio del bastidor y las 36 aletas bimetálicas de acero inoxidable y cobre dispuestas radialmente en la envolvente del blindaje neutrónico.

En el caso de los contenedores propuestos para el almacenamiento del combustible de la C.N. José Cabrera (también denominada Zorita) se trata de contenedores tipo HI_STORM dotados de una estructura de metal y hormigón ventilados, que permite el enfriamiento de la cápsula albergada en su interior con 32 elementos combustibles. El diseño original de estos contenedores ha sido adaptado a las características físicas del combustible de esta central, encontrándose actualmente en evaluación por el CSN.

En el caso del ATC, las bóvedas de almacenamiento del combustible y los residuos de alta actividad estarán ventiladas mediante un sistema de refrigeración por convección natural de aire, diseñado de manera que las estructuras que cumplen una función de seguridad permanecen por debajo de los límites de temperatura para garantizar el cumplimiento de las mismas, de acuerdo con lo dispuesto en la normativa considerada de aplicación (NUREG-1567 y US. NRC ISG-11, Rev. 2)

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

De acuerdo con la política española descrita en la [Sección B](#) de este informe, el cumplimiento de este requisito se considera que afecta a la propia generación de combustible gastado y por supuesto a los residuos secundarios resultantes de la purificación del agua de la piscina de almacenamiento del combustible gastado en las centrales nucleares, además de a los filtros del sistema de ventilación de los edificios de las piscinas. Las medidas para la reducción de estos materiales son las siguientes:

1. El alargamiento de los ciclos de operación de los reactores a dieciocho meses con la reducción de la cantidad de combustible gastado que se genera
2. La práctica habitual, de realimentación a los suministradores de los combustibles con los resultados del análisis de las causas de los hallazgos de las inspecciones de los elementos combustibles irradiados durante las actividades de recarga, con la consiguiente mejora del diseño y comportamiento de los combustibles en el reactor, lo que redundará en un menor deterioro del combustible gastado y en una menor contaminación del agua de la piscina.
3. Las acciones adicionales contempladas en los Planes de Gestión de Residuos Radiactivos (PLAGERRs), documento preceptivo para la explotación de las centrales nucleares, según se indica en la [Sección E](#) de este informe, entre las que se incluyen medidas para minimizar la corrosión de las vainas de los elementos combustibles y de los materiales almacenados en la misma, lo que redundará igualmente en la reducción de la contaminación del agua de la piscina y de los residuos secundarios resultantes de su tratamiento.

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

El marco legal y regulador actualmente existente en España no contiene provisiones explícitas sobre este requisito de seguridad y sus implicaciones en los planes y etapas de la gestión del combustible, si bien establece las responsabilidades y bases para el desarrollo de las interfases entre los diferentes responsables involucrados, que, según se deduce de lo expuesto en las [Secciones A y B](#) de este informe, se desarrollan en el marco de los contratos establecidos entre los titulares de las centrales nucleares y ENRESA. Dichos contratos contemplan las obligaciones de ambas partes y la información a remitir por los titulares de las centrales a ENRESA sobre el combustible gastado.

Las medidas técnicas y administrativas para la aplicación del requisito de interdependencia para garantizar la transferencia del combustible gastado de unas etapas de gestión a otras en las condiciones óptimas de seguridad han sido plasmadas, a petición del CSN, a través de los PLAGERRs. Estos documentos preceptivos para la explotación de las centrales nucleares incorporan, de acuerdo con lo requerido en el RINR (art. 20 h), los contratos establecidos con ENRESA.

El desarrollo y aplicación de dichos planes, en lo que se refiere al combustible gastado, parte de la situación operativa actual de cada instalación y tiene en cuenta el período de almacenamiento previsto y la normativa específica del OIEA y otras consideradas de

referencia. Estos planes tienen la consideración de documentos vivos, y como tal pueden ser revisados para la incorporación de la normativa y medidas que puedan resultar necesarias a la vista de la propia experiencia y los desarrollos internacionales en la materia. Las medidas contempladas en dichos planes incluyen procedimientos para:

1. Dar una visión clara de la situación del inventario pormenorizado de elementos combustibles y materiales activados almacenados, así como el alcance y estado de caracterización de los mismos.
2. Optimizar el comportamiento del combustible gastado y de la propia instalación.
3. Definir los objetivos y alcance del programa de inspección y del programa de vigilancia del comportamiento de los combustibles irradiados
4. Definir las medidas adicionales de caracterización de los combustibles gastados y los diferentes tipos de residuos de alta actividad que sean necesarias para cumplir con los requisitos de etapas o modos de gestión posteriores.
5. Recopilar y analizar la experiencia de almacenamiento propia, identificando los aspectos de seguridad que sea necesario revisar, especialmente los relacionados con los anteriores, y con los sistemas de registro y archivo de los mismos, teniendo en cuenta las necesidades documentales futuras.
6. Realizar el seguimiento de los desarrollos del país origen de la tecnología, identificando las actividades y proyectos de I+D de aplicación, y determinar las necesidades de abordar proyectos propios o participar en proyectos de carácter internacional para asegurar que se conoce adecuadamente el comportamiento del combustible.

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, según se ha expuesto en la [Sección E](#) de este informe. Estas disposiciones se 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 con un período de operación limitado.

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 de este informe, [artículo 24](#) (Protección Radiológica Operacional).

Entre las medidas adoptadas por el CSN para la aplicación del criterio ALARA, que inciden en la operación de las piscinas del combustible gastado, 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, incluyendo las dosis derivadas de las inspecciones de combustible irradiado. Estas medidas han pasado a ser de carácter obligatorio mediante la instrucción del CSN número IS-02 de 10 de abril de 2002, revisada en 2004, por la que se regulan las actividades de recarga de las Centrales Nucleares.

También se puede considerar de aplicación la Guía del CSN 1.12 sobre “Optimización de la Protección Radiológica en la Centrales Nucleares”.

En cuanto a las medidas para el control y vigilancia de efluentes, estas quedan integradas, al igual que en las anteriores, en medidas generales de las CC.NN. en este ámbito cuyo procedimiento se rige por la Guía de Seguridad del CSN 1.4 sobre “Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por las centrales nucleares”.

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 la legislación de evaluación de impacto ambiental, que traspone las Directivas comunitarias.

Por otro lado la prevención de riesgos no radiológicos del personal de operación de estas instalaciones está 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 no incide directamente sobre las instalaciones de gestión de combustible gastado actualmente existentes en España, por tratarse de instalaciones de almacenamiento temporal.

En cuanto a las instalaciones de almacenamiento temporal adicionales consideradas en el PGRR en vigor, aunque el período de operación y su vida útil no se encuentran definidos, puede considerarse que será limitado, de modo similar al de otras II.NN., 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 períodos 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 estos períodos.

Por lo que se refiere a la estrategia de almacenamiento directo 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 so-

bre el Primer PGRR, según se especifica en el apartado 11.6 de la Sección H de este informe (art. 11, requisitos generales de seguridad).

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 periódica 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, las cargas a las generaciones futuras inherentes a los períodos de tiempo implicados en el desarrollo de estas soluciones, estarían 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 que 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.

4.8. Valoración del cumplimiento

De lo expuesto en cada uno de los apartados anteriores 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.

Asimismo, 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. En cualquier caso, se está trabajando en una mayor definición de las políticas y estrategias de las soluciones para la gestión del combustible a largo plazo.

Artículo 5 Instalaciones existentes

Artículo 5: Instalaciones existentes

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para examinar la seguridad de cualquier instalación de gestión del combustible gastado que exista en el momento en que entre en vigor la Convención con respecto a esa Parte Contratante y para asegurar que, si es necesario, se efectúen todas las mejoras razonablemente factibles para aumentar la seguridad de dicha instalación.

5.1. Cambios en las instalaciones existentes

Las instalaciones de almacenamiento existentes son las referidas al principio de esta Sección, y detalladas en la [Sección D](#) de este informe (Inventarios y listas). Entre 1991 y 1999 se llevó a cabo un aumento de capacidad de las piscinas de almacenamiento de combustible mediante la sustitución de los bastidores iniciales por otros de alta densidad fabricados de aluminio borado que permiten el almacenamiento más compacto. 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.

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 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.

Como consecuencia de las evaluaciones realizadas, resultaron necesarias algunas modificaciones de los sistemas de refrigeración de las piscinas, con la incorporación de cambiadores de calor adicionales y otras modificaciones menores en los circuitos de refrigeración de las piscinas de varias centrales. 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 en todas ellas es capaz de extraer la carga térmica máxima una vez efectuadas las modificaciones necesarias.

Por lo que se refiere a la Instalación de almacenamiento en seco de la C.N de Trillo, en operación desde el año 2002, con capacidad para 80 contenedores metálicos, el titular de la misma ha presentado recientemente una revisión del Estudio de Seguridad a fin de poder almacenar en los contenedores combustible de mayor grado de quemado al inicialmente considerado.

Esta modificación se basa en la aprobación efectuada durante el año 2004, que amplía el uso del contenedor ENSA- DPT a combustible de mayor grado de quemado y mayor tiempo de enfriamiento con respecto a los inicialmente especificados (de 40.000 Mwd/tU y 5 años de enfriamiento), que puede ser utilizado para combustible de hasta 45.000Mwd/tU y 6 años de enfriamiento.

La evaluación llevada a cabo por el CSN ha incluido la revisión exhaustiva de los análisis térmicos y de criticidad de los contenedores. La incorporación de esta ampliación a la operación del almacén implica la comprobación de las modificaciones efectuadas en los documentos preceptivos, específicamente en el Estudio de Seguridad y las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento

5.2. Medidas adoptadas para la revisión de la seguridad de las instalaciones existentes

El examen de la seguridad de las piscinas se encuentra incluido en los programas de revisión continua de la seguridad de las centrales nucleares 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. Concretamente, el análisis de la experiencia operativa se lleva a cabo a través de la Revisión Periódica de la Seguridad que se realiza cada diez años para cada instalación.

Adicionalmente, se han llevado a cabo programas de revisión específicos de las propias piscinas con objetivos concretos sobre determinados aspectos o genéricos sobre la situación operativa de las mismas.

También se han llevado a cabo programas de inspecciones generales a todas las piscinas, que sirvieron como base para la preparación de las directrices sobre el contenido de los Planes de Gestión (PLAGERRs) requeridos como documentación preceptiva para la explotación de las instalaciones nucleares.

Los PLAGERRs parten del análisis de la situación operativa de las piscinas y estado de vigilancia y control del combustible gastado y las instalaciones y, considerando la vida esperada de las mismas, aplican los requisitos de la Convención, la normativa específica del OIEA y otras de desarrollo reciente, tomadas como referencia para optimizar el funcionamiento de las instalaciones y reforzar todos los aspectos relacionados con la transferencia en su día del combustible gastado a otras etapas de la gestión en las mejores condiciones de seguridad.

Estos planes, aprobados a finales de 2003, están siendo implementados bajo la supervisión del CSN, que ha iniciado un programa de inspección para verificar el grado de implantación. Asimismo, el CSN ha iniciado el desarrollo para la elaboración de una guía sobre la aplicación de dichos planes.

5.3. 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 de aplicación a las instalaciones existentes.

Artículo 6 Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

Artículo 6: Emplazamiento de las instalaciones proyectadas.

- 1. Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar el establecimiento y la aplicación de procedimientos en una instalación proyectada de gestión del combustible gastado, con el fin de:*

- i. *Evaluar todos los factores pertinentes relacionados con el emplazamiento que puedan afectar a la seguridad de dicha instalación durante su vida operacional;*
 - ii. *Evaluar las consecuencias probables de dicha instalación para la seguridad de las personas, de la sociedad y del medio ambiente.*
 - iii. *Facilitar al público información sobre la seguridad de dicha instalación;*
 - iv. *Consultar a las Partes Contratantes que se hallen en las cercanías de dicha instalación, en la medida que puedan resultar afectadas por la misma, y facilitarles, previa petición, los datos generales relativos a la instalación que les permitan evaluar las probables consecuencias de la instalación para la seguridad en su territorios.*
2. *Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que dichas instalaciones no tengan efectos inaceptables sobre otras Partes Contratantes, emplazándolas de conformidad con los requisitos generales en materia de seguridad del artículo 4.*

Los aspectos relacionados con el emplazamiento de nuevas instalaciones se analizarán de manera distinta en el caso del ATC, previsto para el año 2010 –donde se prevé la selección de un emplazamiento *ex novo*- o el de un ATI asociado a una C.N. En este último caso, también los enfoques serán diferentes si la instalación se construye durante la explotación de la central, como en el caso del ATI de Trillo y en el futuro próximo en el del ATI de José Cabrera, o una vez esta se haya parado definitivamente.

6.1. Medidas para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad

Aspectos relacionados con el emplazamiento se tienen en cuenta a lo largo de todo el proceso de autorización (es decir, al otorgar la autorización previa, de construcción, de operación, de modificación y de clausura). Una descripción detallada del procedimiento para el otorgamiento de licencias se encuentra en el [Anexo B](#) de este informe. Teniendo en cuenta el tipo de instalaciones de gestión de combustible gastado existentes en España y las previstas, los pasos más relevantes son las autorizaciones previa y de modificación.

En la fase de autorización previa, estos aspectos tienen gran importancia, ya que esta autorización constituye el reconocimiento oficial del proyecto y la aceptación formal del emplazamiento propuesto; es decir, esta autorización supone en la práctica una verdadera *autorización de emplazamiento*.

En la autorización de modificaciones de la instalación, aspectos relacionados con el emplazamiento son relevantes cuando las modificaciones propuestas incidan en algún factor relativo a la utilización del suelo o las condiciones inicialmente previstas del emplazamiento.

En el proceso de licenciamiento de instalaciones nucleares, el CSN puede subordinar su aprobación al cumplimiento de determinadas condiciones por el titular. De esta forma, el CSN adapta a cada caso concreto los criterios generales establecidos en la normativa del país de origen del proyecto; lo que en cierto modo constituye el desarrollo de normativa específica para cada instalación. Cuando el titular de una autorización realiza las acciones señaladas, el CSN evalúa nuevamente su aceptabilidad, pudiendo imponer nuevas condiciones al titular e incluso suspender la autorización concedida.

Complementan a las actividades de evaluación otras de inspección, ya que en cualquier momento, mediante inspecciones y auditorías, el CSN puede comprobar el estado de cumplimiento de un requisito impuesto o la veracidad de la información recogida en los documentos que el titular presenta a revisión.

Las CC.NN. españolas mantienen Programas de Vigilancia de parámetros básicos del emplazamiento que permiten un seguimiento continuo del comportamiento del mismo. 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.

Su puesta en práctica por los titulares de las centrales, así como la realización de estudios y análisis relacionados con la seguridad del emplazamiento, se ajusta a las previsiones realizadas y han permitido un progreso en la mejora razonable de la seguridad de las centrales nucleares.

Como consecuencia de la revisión por el CSN de los estudios incluidos en las actividades de Revisión Periódica de Seguridad, se han actualizado los sistemas de vigilancia sísmica en todas las centrales nucleares, mejorándose los programas de vigilancia hidrogeológica.

También se han revisado los resultados periódicos de los programas de vigilancia y se ha efectuado la supervisión continua mediante las inspecciones oportunas. Se ha implantado un plan específico de inspecciones periódicas a cada central nuclear (Plan Base de Inspección) y, dentro de él, se ha establecido un procedimiento para revisar en detalle lo relativo al emplazamiento y a las condiciones meteorológicas extremas.

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

La única instalación de gestión de CG construida posteriormente a la central nuclear ha sido el almacén temporal para contenedores de la C.N. Trillo. Este almacén ha sido construido dentro del propio emplazamiento de la C.N, tramitándose su autorización como una modificación a la instalación.

En el almacén de Trillo se han analizado sucesos representativos de condiciones de operación alteradas y anormales que, pudiendo ocurrir a lo largo de su vida útil, suponen riesgo de liberación al medio ambiente por la actividad contenida en los elementos de combustible. Asimismo, se han estudiado las consecuencias radiológicas de sucesos concebibles de muy baja actividad, probabilidad de ocurrencia o no cuantificable. De dichos análisis se ha concluido que no es necesaria la adopción de medidas preven-

tivas y/o de protección adicionales para el almacén, dado que los límites de descarga de efluentes radiactivos de la C.N. no se ven alterados por la nueva instalación.

6.3. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones

Los resultados de las actividades de inspección y evaluación realizadas por el CSN han de darse a conocer al público en virtud de tres tipos de disposiciones normativas:

1. Las normas que regulan el proceso de autorización de licencias,
2. La normativa de Impacto Ambiental
3. La Ley 38/1995, de 12 de diciembre, sobre el derecho de acceso a la información en materia de medio ambiente.

En el marco del proceso de licenciamiento, es preceptiva la publicación en el Boletín Oficial del Estado y en el de la correspondiente Comunidad Autónoma de un anuncio 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 MITYC y copia del mismo al CSN.

Por otra parte, la normativa 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. Este comité está formado por personal de la Administración central, autonómica y local.

En el [Anexo B](#) de este informe se da cuenta del proceso de licenciamiento de instalaciones nucleares y radiactivas, y en su [último apartado](#) figura información más específica sobre la participación pública en este proceso.

6.4. Arreglos de Carácter Internacional

El Artículo 37 del Tratado Euratom impone la comunicación a la Comisión Europea de 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. En desarrollo de este artículo, se ha recomendado²⁵ remitir estos datos un año, y en ningún caso menos de seis meses, antes de la concesión

²⁵Referencia a la Recomendación de la Comisión Europea de 6 de diciembre de 1999 sobre la aplicación del Artículo 37 del Tratado Euratom (1999/829/EURATOM).

de autorización de operación por parte de las autoridades nacionales. Con ello, el suministro de estos datos se ha convertido en un requisito de licenciamiento más entre los descritos.

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 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

Artículo 7. Diseño y construcción de las instalaciones.

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i. Las instalaciones de gestión del combustible gastado se diseñen y construyan de modo que existan medidas adecuadas para limitar las posibles consecuencias radiológicas para las personas, la sociedad y el medio ambiente, incluidas las de las descargas o las emisiones no controladas;*
- ii. En la etapa de diseño se tengan en cuenta planes conceptuales y, cuando proceda, disposiciones técnicas para la clausura de una instalación de gestión del combustible gastado;*
- iii. Las tecnologías incorporadas en el diseño y construcción de una instalación de gestión del combustible gastado estén avaladas por la experiencia, las pruebas o análisis.*

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 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.

7.1. Medidas para la concesión de autorizaciones

El proceso de concesión de autorizaciones aparece descrito en el [Anexo B](#) de este informe. Especialmente relevante para este artículo son las autorizaciones de construcción y la de realización de modificaciones.

En la autorización de construcción, el RINR especifica toda la documentación que debe acompañar a su solicitud, entre la cual destaca el Estudio Preliminar de Seguridad. En él deben aparecer reflejados los criterios, códigos, normas y disposiciones utilizadas en el diseño de la instalación. 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.

Entre la documentación que debe acompañar a la solicitud de autorización de construcción se han de incluir:

1. Previsiones tecnológicas, económicas y de financiación del desmantelamiento y clausura.
2. Informes periódicos al CSN 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 estos, el cuerpo de inspección del CSN realiza visitas de carácter genérico y específico.
3. Un estudio de pruebas prenucleares, que incluye las de tipo general a que se refiere el RINR, más las específicas del caso, que se describen en la Orden Ministerial por la que se concede la autorización de construcción. La realización satisfactoria de la verificación pre nuclear y su aceptación formal por el CSN señala el final de la autorización de construcción.

Este estudio, junto al resto de la documentación presentada, es evaluado por el CSN, que de resultas elabora un informe junto con una propuesta de dictamen que rigen las actividades del titular durante el proceso de construcción.

Una solicitud de autorización de modificación irá acompañada de la siguiente documentación:

1. Descripción técnica de la modificación identificando las causas que la han motivado.
2. Análisis de seguridad
3. Identificación de los documentos que se verían afectados por la modificación, incluyendo el texto propuesto para el ES y las ETF, cuando sea aplicable.

4. Identificación de las pruebas previas al reinicio de la explotación que sean necesarias realizar.

A la solicitud de autorización de ejecución y montaje de la modificación, cuando sea requerida por las autoridades nacionales debido al alcance de la modificación u obras de construcción y montaje necesarias, debe acompañar la siguiente documentación:

1. Descripción general de la modificación.
2. Normativa a aplicar en el diseño, construcción, montaje y pruebas de la modificación.
3. Diseño básico de la modificación.
4. Organización prevista y programa de garantía de calidad para la realización del proyecto.
5. 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.
6. Destino de los equipos a sustituir
7. Plan de adquisición y presupuesto en el caso de grandes modificaciones

7.2. Tecnologías Utilizadas para el Almacenamiento de 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.

El almacenamiento en seco tiene lugar típicamente en contenedores con 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.

La tecnología seleccionada para el caso de la *C.N. José Cabrera* se basa en la utilización de cápsulas metálicas soldadas que se depositan en módulos de metal-hormigón o totalmente metálicos para las funciones de almacenamiento y transporte, respectivamente. Estos contenedores se guardarán temporalmente en la propia central en un almacén a la intemperie construido al efecto.

7.3. 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

Artículo 8. Evaluación de la seguridad de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar:

- i) Antes de la construcción de una instalación de gestión del combustible gastado, se realice una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental, en consonancia con el riesgo que plantee la instalación y que abarque su vida operacional.*
- ii) Antes de la operación de una instalación de gestión del combustible gastado, se preparen versiones actualizadas y detalladas de la evaluación de la seguridad y de la evaluación ambiental cuando se estime necesaria para completar las evaluaciones mencionadas en el párrafo i*

8.1. Requisitos legales y reglamentarios

La construcción y operación de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado están sometidas al régimen de licenciamiento de las instalaciones nucleares descrito en la [Sección E](#) de este informe. La solicitud por los titulares de estas autorizaciones requiere la presentación de los correspondientes estudios de seguridad (ES), con el contenido especificado en cada caso en función de la autorización de que se trate (construcción, operación o modificación e la explotación).

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 del estudio de seguridad asociado, 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.

Finalmente, por su relación con la solicitud presentada por ENRESA para el informe del CSN sobre el diseño genérico del ATC, se menciona que el artículo 81 RINR contempla la emisión de una declaración favorable por el CSN sobre nuevos diseños o metodologías genéricas relacionadas con la seguridad o la protección radiológica de las instalaciones o actividades a las que se refiere el RINR, por lo que se requiere que la solicitud

vaya acompañada de la documentación necesaria. Esta declaración puede ser posteriormente referida en el proceso posterior de licenciamiento previsto en el RINR siempre que se hayan cumplido los límites y condiciones impuestos en la declaración.

Cada uno de los ES 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.

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 la [Sección E](#) y puede deducirse del [Anexo B](#) de este informe.

En todos los casos, según se deduce de las funciones atribuidas al CSN por su ley de creación, 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

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 han 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 iniciales 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.

El licenciamiento del almacén de contenedores de Trillo, iniciado en febrero de 1996, fue tramitado como modificación de diseño de la central, según el procedimiento establecido al efecto en el artículo 25 RINR, previa presentación del ES. La autorización de puesta en marcha del almacén, concedida en mayo de 2002, previo informe favorable del CSN, estuvo precedida por la aprobación de las revisiones del ES y de las ETF de la Central para la inclusión de las modificaciones derivadas de la implantación del almacén y de los contenedores de almacenamiento previamente aprobados, así como de otros documentos preceptivos afectados.

El mismo proceso está siendo seguido para la instalación de almacenamiento que se construirá en el emplazamiento de la C.N. José Cabrera. En ambos casos, el diseño del almacén de contenedores y el ES correspondiente están basados en las características del contenedor propuesto para su uso, previamente aprobados de acuerdo a lo dispuesto en el artículo 80 RINR.

En cuanto a 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:

1. La aprobación del diseño para almacenamiento, según lo requerido en el RINR
2. La aprobación del modelo como modelo de bulto para transporte tipo B(U), de acuerdo con la Reglamentación de transporte española aplicable.

En todo caso, se ha llevado a cabo la evaluación de los correspondientes estudios de seguridad y especificaciones técnicas de acuerdo con la normativa del país de origen de la tecnología, específicamente el NUREG 1536²⁶ y NUREG 1745²⁷ respectivamente, además de la normativa del OIEA específica.

Este mismo procedimiento está actualmente aplicándose a la evaluación del diseño y uso del contenedor propuesto para el ATI de la C: N. José Cabrera. El proceso en ambos casos es similar en su conjunto al utilizado en el país de origen de la tecnología y sigue los procedimientos, requisitos y formato del 10 CFR 72 para el denominado Certificado de Cumplimiento.

Como información adicional, se indica que la fabricación del contenedor esta sometida a un programa de garantía de calidad y es 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.

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, 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 demás apartados aplicables. En el caso de la central nuclear de Trillo, de tecnología de origen alemán (*Kraftwerk Union Aktiengesellschaft*), la información sobre el almacenamiento se encuentra en el Estudio Final de Seguridad, se han utilizado los criterios de la normativa de ese país que se ha contrastado para su evaluación con los requisitos antes referidos.

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.

²⁶Standard Review Plan for Dry Casks Storage System

²⁷Standard format and Content for the Technical Specifications for 10CFR 72 Cask Certificate of Compliance.

Por lo que se refiere a las instalaciones de almacenamiento en seco del combustible gastado basadas en el uso de contenedores, se ha seguido el procedimiento y requisitos contenidos en el 10 CFR 72²⁸ artículo 212 aplicable a centrales nucleares licenciadas según el 10 CFR 50, por tratarse de casos similares.

Por último, en la evaluación del estudio de seguridad presentado con la solicitud de aprobación del diseño genérico del ATC, se están considerando los requisitos de la Convención Conjunta, el NUREG- 1567²⁹ y la normativa específica del OIEA, en especial las contenidas en las Series de Seguridad 116, 117, y 118 en correspondencia con las fase de desarrollo de la instalación.

En todo caso, la documentación es evaluada por el CSN con los objetivos 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.

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

Art. 9 Operación de las instalaciones

Cada parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) La licencia de operación de una instalación de gestión del combustible gastado se base en evaluaciones apropiadas, tal como se especifica en el artículo 8, y esté condicionada a la finalización de un programa de puesta en servicio que demuestre que la instalación, tal como se ha construido, se ajusta a los requisitos de diseño y seguridad;*
- ii) Los límites y condiciones operacionales derivados de las pruebas, de la experiencia operacional y de las evaluaciones, tal como se especifica en el artículo 8, se definan y se revisen en los casos necesarios;*
- iii) Las actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas de una instalación de gestión del combustible gastado se realicen de conformidad con procedimientos establecidos.*

²⁸Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel, high-level radioactive waste, and reactor-related greater than class c waste.

²⁹Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities.

- iv) Se disponga de los servicios de ingeniería y de apoyo técnico necesarios en todas las disciplinas relacionadas con la seguridad a lo largo de la vida operacional de una instalación de gestión del combustible gastado;*
- v) El titular de la correspondiente licencia notifique de manera oportuna al órgano regulador los incidentes significativos para la seguridad;*
- vi) Se establezcan programas para recopilar y analizar la experiencia operacional pertinente y se actúe en función de los resultados, cuando proceda;*
- vii) Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para la clausura de una instalación de gestión del combustible gastado utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que el órgano regulador examine estos planes;*

9.1. Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional

Las piscinas de almacenamiento de combustible gastado (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.

Por otra parte, como ya se ha mencionado, el almacén de contenedores metálicos de doble propósito de la C.N. Trillo ha sido propuesto, evaluado y autorizado como modificación de diseño en el marco de la Autorización de Explotación en vigor de la propia central, siguiendo el mismo proceso de licenciamiento de la autorización original.

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 Recarga de cada ciclo y con los límites y condiciones asociadas a las Autorizaciones Específicas de almacenamiento de combustible fresco e irradiado.

Dentro de los procedimientos de las centrales nucleares se contemplan los análisis de la experiencia operativa propia y ajena, que puede provocar la realización de acciones de mejora tanto en los aspectos de diseño como de procedimientos operativos. Algunos de los informes analizados son los generados por INPO/WANO, US-NRC y suministradores.

La operación del combustible gastado en las CC.NN. se realiza de acuerdo con las ETF y el PLAGERR, ambos documentos preceptivos.

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. Asimismo, contienen los valores límites de las variables que afectan a la seguridad, los límites de actuación de los sistemas de protección automática, las con-

diciones 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.

9.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas

En las centrales nucleares se dispone 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 almacenes de combustible gastado.

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.

Dentro del informe mensual de explotación que se envía con esa periodicidad al CSN se informa sobre el estado de almacenamiento de las piscinas y contenedores de combustible gastado y sus posibles variaciones respecto al anterior informe, indicándose la relación de elementos existentes, el quemado acumulado y la fecha de descarga del reactor.

9.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico

Las centrales nucleares disponen de servicios de ingeniería y apoyo técnico para facilitar el cumplimiento y la 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 de combustible irradiado, almacenamiento, etc.).

9.4. Notificación de incidentes

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 establecen las ETF.

Adicionalmente, el CSN tiene encomendada la inspección y control del funcionamiento de las CC.NN., estando facultado para la realización de inspecciones en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Durante el año 2003, el CSN realizó 283 inspecciones de todo tipo, además de contar cada central con dos inspectores residentes.

9.5. Clausura

Según lo establecido en el RINR (Sección E), los titulares de las CC.NN. preparan y actualizan, cuando es necesario, los planes de clausura de una instalación de gestión de combustible gastado, utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación. Estos planes son examinados por el órgano regulador.

9.6. Valoración del cumplimiento

De todo lo expuesto anteriormente, 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 este artículo.

Artículo 10 Almacenamiento definitivo del combustible gastado

Art. 10. Disposición final de combustible gastado

Si, de conformidad con su marco legislativo y regulatorio, una Parte contratante decide la disposición del combustible en una instalación para su disposición final, esta disposición final de dicho combustible gastado se realizará de acuerdo con las obligaciones del capítulo 3 relativas a la disposición final de desechos radiactivos.

Como se ha indicado en este informe en su [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

5° 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 aquel 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

Artículo 11. Requisitos generales de seguridad

Cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que en todas las etapas de la gestión de desechos radiactivos se proteja adecuadamente a las personas, a la sociedad y al medio ambiente contra los riesgos radiológicos y otros riesgos.

Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para:

- i) Asegurar que se preste la debida atención a la criticidad y a la remoción del calor residual producido durante la gestión de desechos radiactivos;*
- ii) Asegurar que la generación de desechos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible;*
- iii) Tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de desechos radiactivos;*
- iv) Prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente aplicando métodos adecuados de protección a nivel nacional, aprobados por el órgano regulador, en el marco de su legislación nacional que tenga debidamente en cuenta criterios y normas internacionalmente aprobados;*
- v) Tener en cuenta los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de desechos radiactivos;*
- vi) Esforzarse en evitar acciones cuyas repercusiones razonablemente previsibles en las generaciones futuras sean mayores que las permitidas para la generación presente;*
- vii) Procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras.*

11.1. Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor

Las medidas para garantizar el mantenimiento de las condiciones subcríticas en las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado actualmente existen-

tes, ubicadas en los emplazamientos de las centrales nucleares, se han expuesto en la Sección G de este informe. El resto de los residuos 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; en tanto que, de los residuos mencionados, sólo los RAA vitrificados, actualmente en Francia, generan calor en cantidades considerables, lo que deberá ser tenido en cuenta en el momento en que sean devueltos a España.

11.2. Medidas adoptadas para asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible

En relación con la gestión de los residuos de baja y media actividad (RBMA), 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 CSN, en la práctica a través de requerimientos de actuación 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 RBMA 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, que ha conllevado tareas de análisis conjunto e inversiones en proyectos específicos.

La implantación de estos proyectos de reducción de volumen ha logrado rebajar las cifras de producción anual desde los 6.500 bultos (1.430 m³) del año 1990 a los aproximadamente 2.700 bultos (600 m³) que en la actualidad se genera en el conjunto de las siete centrales nucleares en operación.

Asimismo, cabe destacar los esfuerzos conjuntos de ENRESA con las instalaciones radiactivas (II.RR.) para disminuir las cantidades de residuos radiactivos generados. Así, durante el período 1992 a 2003, se redujo a la mitad el volumen anual de residuos retirados de estos productores, pasándose de unos 140 m³ a aproximadamente 70 m³. A partir de mediados del año 2003 y debido a la publicación de la Orden ECO / 1449 del Ministerio de Economía, se ha producido una sensible reducción en la generación de residuos, alcanzándose los actuales valores de generación, del orden de los 35 m³ anuales. Por otra parte, en el período 1992 a 2004 se ha pasado de tener suscritos 400 contratos entre ENRESA y las II.RR. hasta los 700 actualmente en vigor, manteniéndose prácticamente constante el número de II.RR. autorizadas en el país. Dentro de este conjunto de productores, han entrado a formar parte los derivados de la aplicación del Protocolo sobre colaboración en la vigilancia radiológica de los materiales metálicos.

En la [figura 5](#) se observa la reducción en la producción de RBMA correspondiente a la operación de las CC.NN. españolas. Para la consecución de esta reducción, ha de destacarse la inversión de ENRESA de más de 9 millones de euros en proyectos de reduc-

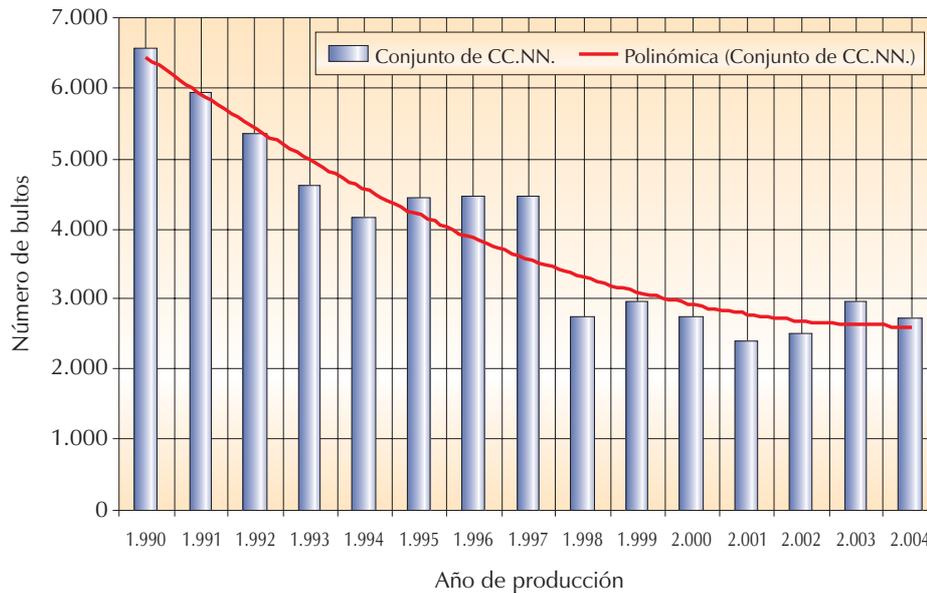


Figura 5. Generación anual de bultos de RBMA en CC.NN.

ción de volumen en las centrales nucleares, dentro del acuerdo marco establecido al efecto entre ENRESA y UNESA.

11.3. Medidas adoptadas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos

En lo que respecta a la gestión de RBMA, 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 RBMA 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.

Antes de la operación de las instalaciones de almacenamiento definitivo, ENRESA debe establecer especificaciones concretas para la aceptación de los bultos de residuos en estas instalaciones.

Los criterios de aceptación de los residuos están diseñados para garantizar la seguridad de la instalación a corto, medio y largo plazo, constituyendo la referencia a tener en cuenta por los productores de residuos en la definición de nuevos bultos.

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.

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 desarrollaran 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 en la instalación para almacenamiento de RBMA de El Cabril, que implica 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.

Un proceso de aceptación apropiado será implantado con el mismo objetivo en la proyectada instalación de almacenamiento de RBBA.

En las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría con fines médicos, industriales o de investigación, la Orden Ministerial ECO/1449/2003 (BOE nº 134 de 05/06/2003) especifica los diferentes aspectos que deben ser tenidos en cuenta en la gestión de los residuos radiactivos procedentes de estas instalaciones.

11.4. Medidas para prevenir una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente

Las disposiciones referentes a la protección de las personas y del medio ambiente en la reglamentación española se incluyen en la [Sección E](#) de este informe.

La legislación nuclear española y los reglamentos 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, han de 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 períodos de tiempo.

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, las autoridades reguladoras han impuesto determinadas condiciones de operación de la instalación de almacenamiento superficial de RBMA, 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 presencia en RBMA 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 LEN.

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. En la [sección E](#) de este informe se refiere el proceso de declaración sobre el impacto ambiental al que son sometidas las instalaciones nucleares antes de su operación.

Adicionalmente, y como medida preventiva, se establecen limitaciones en el contenido de estas sustancias químicas o biológicas que puedan estar presentes en los RBMA 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 minimizar su generación e identificarlas para que ENRESA pueda inventariar la cantidad de ciertos componentes en la instalación. Existen grupos de trabajo constituidos por técnicos de ENRESA y las CC.NN. para tratar este aspecto.

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 períodos 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 exposición inaceptable del hombre a la radiación.

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 utilizará 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.

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 habitualmente considerado.

11.7. Medidas adoptadas para procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras

Las medidas adoptadas están relacionadas fundamentalmente con la asignación de responsabilidades, las previsiones 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 RBMA 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.

Adicionalmente, mediante el Real Decreto Ley 5/2005 de 11 de marzo, de Reformas Urgentes para el impulso a la Productividad y para la mejora de la Contratación Pública, se ha establecido que el Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos una vez que se haya procedido a su almacenamiento definitivo y asumirá también la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear o radiactiva, una vez que haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente autorización de clausura.

11.8. Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo expuesto en cada uno de los apartados, se considera que en España se cumplen los requisitos generales de seguridad establecidos en el artículo 11 de la Convención.

Artículo 12 Instalaciones existentes y prácticas en el pasado

Artículo 12. Instalaciones existentes y prácticas anteriores

Cada Parte Contratante adoptará oportunamente las medidas adecuadas para examinar:

- i) La seguridad de cualquier instalación de gestión de desechos radiactivos existente en el momento en que entre en vigor la Convención respecto de esa Parte Contratante y asegurar que, cuando proceda, se efectúen todas las mejoras razonablemente factibles para aumentar la seguridad de dicha instalación;*
- ii) Los resultados de las prácticas anteriores a fin de determinar si se hace necesaria una intervención por razones de protección radiológica teniendo presente que la reducción del detrimento derivado de la reducción de las dosis habrá de ser suficiente para justificar los perjuicios y costos, incluidos los costos sociales, de la intervención.*

12.1. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la instalación de El Cabril

La instalación para la disposición definitiva de los RBMA 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.

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 RBMA 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 C.A. 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 adquirir, por parte del titular, compromisos para la implantación de las posibles mejoras, teniendo en cuenta la situación actual y las nuevas circunstancias tecnológicas o reguladoras que hayan podido producirse.

ENRESA presentó a las autoridades competentes la primera RPS del C.A. El Cabril en diciembre de 2003 comprendiendo el análisis del período 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 el C.A. 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.

ENRESA presentó una revisión del ES del C.A. El Cabril con el objetivo de incorporar los resultados y conclusiones actualizadas del análisis de seguridad a largo plazo, de acuerdo a las Instrucciones Complementarias en esta materia que el CSN emitió en 2001.

ENRESA solicitó en 2003 la modificación de la instalación de El Cabril para la construcción y operación de una instalación de almacenamiento de residuos de muy baja actividad. Los criterios de seguridad aplicables al diseño y construcción de la nueva instalación fueron previamente aprobados por el CSN en junio de 2003. El diseño de las barreras está basado en los requisitos técnicos establecidos por la Unión Europea para la evacuación final de los residuos clasificados como peligrosos. Esta instalación se encuentra en fase de licenciamiento.

12.1.3. Programas de vigilancia y control

La autorización de explotación del C.A. 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 a 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 C.A. El Cabril de un proceso que contiene las actuaciones de vigilancia, control e inspección que se llevan a cabo en la instalación.

12.2. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la gestión de los residuos de baja y media actividad en las instalaciones nucleares españolas

12.2.1. Tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento temporal de los RBMA

Las instalaciones de tratamiento y acondicionamiento de RBMA 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 algunas 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 RBMA 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 preceptivo Plan de Gestión de Residuos Radiactivos (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.

Los nuevos desarrollos que han sido impulsados desde el CSN para el PLAGERR han consistido en la elaboración de guías metodológicas para facilitar la preparación de los documentos en cada instalación, así como la elaboración de un PLAGERR piloto para la central nuclear de José Cabrera.

El proceso iniciado en relación con los PLAGERR se encuentra actualmente en la fase de conclusión final sobre la base de la experiencia adquirida y las posibles mejoras analizadas para su posible implantación. El CSN inspecciona, vigila y controla los almacenes para comprobar el cumplimiento de los requisitos de seguridad establecidos.

12.2.2. 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.

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 esta pueda llevarse a cabo sin ningún tipo de restricciones radiológicas.

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. Una vez apreciado favorablemente, 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.

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 y regeneración), los materiales metálicos, el carbón activo usado (excepto su regeneración) y las resinas de intercambio iónico gastadas.

Por otro lado, el antiguo Ministerio de Economía autorizó específicamente, previo informe del CSN, la desclasificación de los aceites usados con muy bajos contenidos de actividad generados en las CC.NN. Trillo, Cofrentes, Almaraz y Santa M^a de Garoña, del carbón activo en las CC.NN. Trillo y Almaraz, de las chatarras metálicas en la C.N. José Cabrera y de las resinas gastadas en la C.N. Trillo.

Los esfuerzos reguladores se centran 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.

En junio de 2003 se publicó la Orden Ministerial ECO/1449/2003 (BOE n^o 134 de 05/06/2003) que determina, en el ámbito concreto de las instalaciones radiactivas de 2^a y 3^a categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados, los requisitos técnicos y administrativos para realizar la gestión de los materiales residuales sólidos con contenido radiactivo en condiciones adecuadas de seguridad y protección radiológica en todas sus fases, desde la generación hasta su destino final.

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 autoriza-

ción 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 C.A. 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

Artículo 13. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

1. *Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar el establecimiento y la aplicación de procedimientos para una instalación proyectada de gestión de desechos radiactivos, con el fin de:*
 - i. *Evaluar todos los factores pertinentes relacionados con el emplazamiento que puedan afectar a la seguridad de dicha instalación durante su vida operacional, así como a la de una instalación de disposición final después del cierre;*
 - ii. *Evaluar las repercusiones probables de dicha instalación sobre la seguridad de las personas, de la sociedad y del medio ambiente, teniendo en cuenta la posible evolución de las condiciones del emplazamiento de las instalaciones para la disposición final después del cierre;*
 - iii. *Facilitar información a los miembros del público sobre la seguridad de dicha instalación;*
 - iv. *Consultar a las Partes Contratantes que se hallen en las cercanías de dicha instalación, en la medida que puedan resultar afectadas por la misma, y facilitarles, previa petición, los datos generales relativos a la instalación que les permitan evaluar las probables consecuencias de la instalación para la seguridad en su territorio.*
2. *Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que dichas instalaciones no tengan efectos inaceptables para otras Partes Contratantes, emplazándolas de conformidad con los requisitos generales en materia de seguridad del artículo 11.*

Desde finales de 1992, los RBMA generados por las CC.NN. y otros productores están almacenándose en las instalaciones de El Cabril, de acuerdo con los límites y condiciones establecidos en el permiso de explotación de la instalación.

Habiéndose constatado que la gestión de residuos de muy baja actividad (RBBA) en la instalación existente de El Cabril suponía una pérdida del valor estratégico de capacidad del emplazamiento, se ha iniciado el proceso para la modificación de la instalación que permita contar con un área destinada específicamente a la gestión de este tipo de residuos. Como se ha indicado en la [Sección B](#), la decisión de emprender esta construcción se remonta a unas resoluciones de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de 2001 y 2002.

Una vez solucionada la cuestión de la gestión de RBBA, las necesidades adicionales de capacidad de almacenamiento para el sistema en torno a la instalación de El Cabril están determinadas por dos aspectos:

1. El programa de reducción de volumen actualmente en desarrollo en las CC.NN.
2. El futuro desmantelamiento de las CC.NN.

En lo concerniente a la gestión de RAA y CG, como se ha explicado en la [Sección B](#), se prevé la construcción de una instalación centralizada de almacenamiento para 2010. A su vez, se prevé su gestión definitiva en un almacén geológico profundo, si así lo decide el Gobierno a partir de dicha fecha.

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

a) RBMA

Los criterios y factores tenidos en cuenta para el Centro de Almacenamiento de El Cabril, y que se presentaron durante el proceso de licenciamiento de la instalación antes de su puesta en marcha en 1992, son representativos de la metodología y sistemática de evaluación utilizadas en España respecto a cualquier nuevo emplazamiento.

La aceptabilidad de las consecuencias radiológicas de las potenciales liberaciones al medio ambiente dependen de dos factores:

- ✓ La magnitud de las liberaciones potenciales de radionucleidos, que a su vez depende de la forma físico-química de los residuos almacenados y la acción de las barreras naturales y artificiales que se oponen a su migración.
- ✓ La naturaleza de la eventual liberación, en función de las cantidades y tipos de radionucleidos contenidos en los residuos.

Estos factores se tuvieron en cuenta en el ES para la instalación de almacenamiento de El Cabril. La evaluación se realizó en consonancia con la normativa específica aplicable en la instalación de referencia, que, por ser francesa, era la Regla Fundamental de Seguridad I.2. Esta Regla establece el concepto de seguridad intrínseca, que consiste, básicamente, en requerir que el sistema de almacenamiento (residuo y barrera de ingeniería):

- ✓ Durante las fases de operación y vigilancia, minimice la transferencia de radionucleidos al medio ambiente;
- ✓ En la fase de libre utilización, se base en la limitación de inventario y las características de la barrera geológica.

También se tuvieron en cuenta los dos criterios fundamentales que debe presentar un emplazamiento para este tipo de instalaciones: aislamiento frente a las aguas subterráneas y superficiales, y control de eventuales descargas en caso de liberación de actividad en fallos supuestos.

Esta Regla también fijaba la vida de diseño de los dispositivos de aislamiento de los residuos (barreras de ingeniería) en un máximo de 300 años. En consecuencia, en el C.A. El Cabril la duración de la fase de vigilancia y control se estima que no debería sobrepasar este período. 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.

El depósito de RBBA cuya construcción se acomete al día de hoy en El Cabril constituye una modificación dentro de los planes de diseño del Centro de Almacenamiento. En cumplimiento de la normativa española, y en particular del RINR, su construcción requiere una autorización de modificación de la instalación preexistente.

Entre la documentación soporte de la solicitud de autorización, en el ES previsto para el nuevo depósito se incluye información pertinente acerca de los criterios para evaluar los factores que influyen en la seguridad.

En la ponderación de las características del emplazamiento se han tomado en cuenta los siguientes *criterios de idoneidad*:

1. Características litológicas adecuadas,
2. Actividad sísmica baja y tectónicamente estable
3. Hidrogeología conocida y controlable
4. Hidrogeoquímica conocida
5. Topografía suave o allanable y no inundable
6. Propiedades geotécnicas adecuadas
7. Conservación de zonas potencialmente utilizables en la ampliación de las instalaciones
8. Disponibilidad de información suficiente del emplazamiento
9. Accesibilidad y comunicación
10. Proximidad a instalaciones actuales

b) RAA

Como se indica en la [Sección B](#) de este informe, cualquier decisión sobre la situación final para la gestión de CG y RAA se ha pospuesto al año 2010. 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.

En tanto no se establezcan las formas de gestión definitiva se han suspendido las actividades de focalización o de selección de emplazamientos concretos. En el intervalo, el trabajo se limita a mantener y poner en valor la información geológica desarrollada en el país, para hacerla útil al eventual proceso de selección cuando se decida.

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

a) RBMA

Cuando se realizó el ES del C.A. El Cabril, una parte importante de este se dedicaba a la evaluación del impacto radiológico potencial del emplazamiento durante las tres fases de funcionamiento del centro:

- ✓ En la fase de explotación, se estudiaban las actividades relativas al manejo y tratamiento de los residuos,
- ✓ En las fases de vigilancia y control, y libre utilización, se consideraban las situaciones referentes al comportamiento del almacén propiamente dicho.

Se realizaron análisis de escenarios de situaciones de operación normal y de accidente, así como de intrusión humana durante la fase de libre utilización. En general, la selección de las hipótesis particulares para cada una de las situaciones se realizó mayorando 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 este.

De igual modo que para la anterior instalación, el depósito para RBBA sirve a unos objetivos de seguridad orientados a la protección de personas y medio ambiente.

El ES del depósito de RBBA se ha realizado de forma coherente con el que se realizó para el C.A. El Cabril, con los mismos criterios y metodología y con el mismo inventario total de actividad, ya que esta actuación es una modificación de la instalación existente, sin variar el máximo inventario de radiactividad autorizado. Dicho ES cubre las fases operacional y post-operacional. Del mismo modo que en el ES precedente, las situaciones analizadas incluyen las condiciones presentes y futuras, eventos asociados a la evolución normal de la instalación de almacenamiento y acontecimientos más improbables, como la intrusión. Está dirigido a un doble objetivo:

- ✓ La formulación de criterios de aceptación de los RBBA para su gestión definitiva.
- ✓ La constatación de que existe un nivel aceptable de protección para la salud humana y el medio ambiente en momentos presentes y futuros.

La metodología para su realización está basada en la establecida en foros internacionales, como los proyectos ISAM y ASAM impulsados por el OIEA, y tiene como principales elementos:

- ✓ El contexto del estudio, que identifica su marco temporal, sus objetivos, criterios de protección radiológica y de seguridad, etc.
- ✓ La descripción del sistema o descripción de las características de sus componentes: residuos, prácticas de operación, diseño de las instalaciones, etc.
- ✓ El desarrollo y justificación de escenarios y su evaluación. Estos escenarios sirven a los dos objetivos antes mencionados.
- ✓ El análisis de resultados.

b) RAA

Como se ha indicado, no existe en España ninguna instalación para almacenamiento definitivo de RAA.

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.

13.3. Información al Público sobre la Seguridad de las Instalaciones

Dado que en la [Sección E](#) y el [Anexo B](#) se expone el proceso de información pública contemplado en la reglamentación española, se dedicará el punto actual a describir la experiencia en la aplicación de la normativa en el caso concreto del depósito de RBBA en El Cabril.

Buena parte de los trámites de audiencia pública en el proceso de autorización de instalaciones se articulan en España desde la Evaluación de Impacto Ambiental. El depósito de RBBA en El Cabril está sujeto a evaluación de impacto ambiental en virtud del Anexo I de la Ley que regula la Evaluación de Impacto Ambiental (EIA)³⁰.

Los trámites para el licenciamiento del depósito de RBBA en El Cabril dieron comienzo al presentar ENRESA el Estudio Previo de Seguridad al CSN y el MITYC en mayo de 2003 y al mes siguiente la respectiva documentación al Ministerio de Medio Ambiente para que se iniciase el proceso de EIA. El estudio de impacto ambiental se presentó al Ministerio de Medio Ambiente en septiembre de 2004 y con ello se dio comienzo al proceso de consulta pública que la normativa prevé.

13.4. Arreglos de Carácter Internacional

La experiencia de España en el cumplimiento del art. 37 del Tratado Euratom para los proyectos de evacuación de residuos radiactivos se limita a los trámites realizados antes de la obtención de la autorización de explotación de la instalación de El Cabril en 1992.

13.5. Valoración del Cumplimiento

Se deduce de lo anterior que en España se han adoptado las medidas necesarias para cumplir con los requisitos del artículo 13 de la Convención.

³⁰Ley 6/2001, de 8 de mayo, de modificación del Real Decreto legislativo 1302/1986, de 28 de junio, de Evaluación de Impacto Ambiental; BOE nº 111, de 9 de mayo de 2001.

Como se ha indicado, el marco reglamentario no contiene 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

Artículo 14. Diseño y construcción de las instalaciones.

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i. Las instalaciones de gestión de desechos radiactivos se diseñen y construyan de modo que existan medidas adecuadas para limitar las posibles consecuencias radiológicas para las personas, la sociedad y el medio ambiente, incluidas las de las descargas o las emisiones no controladas;*
- ii. En la etapa de diseño se tengan en cuenta planes conceptuales y, cuando proceda, disposiciones técnicas para la clausura de una instalación de gestión de desechos radiactivos que no sea una instalación para la disposición final;*
- iii. En la etapa de diseño, se preparen disposiciones técnicas para el cierre de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos;*
- iv. Las tecnologías incorporadas en el diseño y construcción de una instalación de gestión de desechos radiactivos estén avaladas por la experiencia, las pruebas o análisis.*

Actualmente en España las instalaciones de gestión de RBMA 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 primeras han sido evaluadas y autorizadas dentro del proceso de licenciamiento de las propias instalaciones, por lo que este artículo se centra en el C.A. El Cabril principalmente.

14.1. Limitación de las posibles consecuencias radiológicas sobre las personas, el medio ambiente y la sociedad

De acuerdo con el RINR (art. 12), la autorización de construcción es la que faculta al titular para iniciar la construcción de una instalación y para solicitar la autorización de explotación. En las nuevas instalaciones, esta autorización ha de presentarse ante las autoridades competentes acompañándose de una serie de documentos, entre los que destaca el Estudio Preliminar de Seguridad (EPS).

El C.A. 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 RINR entonces vigente³¹ en mayo de 1988, aunque posteriormente, en abril de 1989, se remitió

³¹Decreto 2869/1972, de 21 de julio; el RINR vigente en la actualidad es el aprobado por RD 1836/1999, de 3 de diciembre.

una Revisión 1 del Proyecto General y del EPS, que incorporaba el criterio de recuperabilidad de los residuos acordado después de diversas reuniones con las autoridades reguladoras.

El EPS realizado para el Centro de Almacenamiento de El Cabril recogía los principios de concepción del almacenamiento, tomando en consideración en el desarrollo conceptual del Centro la experiencia adquirida en los países que disponían de este tipo de instalaciones (y especialmente en los centros franceses de La Manche y L'Aube), y a partir del establecimiento de los objetivos y opciones técnicas de seguridad básicas.

Los *objetivos generales de seguridad* definidos para el centro de El Cabril, según se señaló en su autorización de construcción, eran los siguientes:

- ✓ 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.
- ✓ 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 depósito

Uno de los objetivos impuestos y recogidos en la autorización de construcción a la instalación era 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 se hizo 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.

El cumplimiento de los objetivos se lleva a cabo mediante la aplicación de unos *criterios básicos*, que, para el C.A. El Cabril son los siguientes:

1. 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.
2. Limitación de la actividad de los radionucleidos presentes en las unidades de almacenamiento, de modo que el impacto radiológico sea aceptable en cualquier circunstancia previsible y que la actividad residual sea compatible con la libre utilización del emplazamiento
3. Recuperabilidad simple de los residuos almacenados, al incorporarse unidades de almacenamiento que permiten el manejo de los residuos y su colocación en el interior de las celdas sin ningún tipo de unión estructural.

Como se ha indicado en epígrafes anteriores, la construcción del nuevo depósito para RBBA de El Cabril se ha acometido como una modificación de la instalación preexistente y se ha planificado compartiendo los criterios de seguridad de esta. Así, los criterios básicos de seguridad de este depósito son los mismos que los recién enunciados para el Centro, aunque utilizando una tecnología y condiciones adaptadas al tipo y riesgo asociado a los residuos considerados.

Por otra parte, la tramitación de la licencia de modificación ha hecho necesaria la realización de una serie de pruebas que define el art. 25 RINR. Estas pruebas afectan a la zona de almacenamiento de RBBA y al edificio de manipulación de RBBA.

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 principios de los 80. Todas las centrales en operación se basan en la tecnología del agua ligera (PWR y BWR) de validez comprobada.

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 sí 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.

Ya antes de que se subsanara esta laguna normativa mediante la reforma del RINR, las centrales de tercera generación incorporaban en su autorización de construcción, como uno de los límites y condiciones de seguridad, una descripción de “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, el RINR de 1972.

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 y las acciones relevantes para alcanzarlos se pueden exponer del siguiente modo:

1. Comprobación de la integridad de las celdas de almacenamiento.

Con este objeto, ENRESA mantendrá la propiedad sobre el terreno, evitando así cualquier deterioro como consecuencia de intervenciones humanas incontroladas, y asegurando 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).

2. Vigilancia radiológica en el medio ambiente próximo al centro. Para ello 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.

Respecto al nuevo depósito de RBBA, integrado en la instalación de El Cabril, se ha previsto una fase de vigilancia del depósito tras su clausura seguida de una fase de post-vigilancia en la que se supone la pérdida de registros y, por consiguiente, la utilización para un uso cualquiera. Durante la primera de ellas, se llevará a cabo un seguimiento del comportamiento del sistema de almacenamiento durante unos 30 años, seguida de una vigilancia pasiva. Se ha adoptado una duración máxima del período de vigilancia de 60 años, aun cuando, por el hecho de estar en El Cabril, pudiera considerarse una duración superior.

14.4. Tecnologías Utilizadas para la Gestión de Residuos Radiactivos

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 algunas centrales se produjeron posteriormente modificaciones para la mejora del tratamiento o acondicionamiento de las distintas corrientes de residuos operacionales y el aumento de capacidad de los almacenamientos temporales disponibles.

Centro de El Cabril

Como se ha indicado, el desarrollo conceptual del Centro de Almacenamiento se basó en 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. Tras estas consideraciones se optó 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, la instalación fue sometida a un programa de verificación preoperacional que incluía los métodos de prueba y ensayo 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.

Del mismo modo, para el nuevo depósito de RBBA se aplicará la reglamentación en vigor, es decir, el RINR de 1999.

14.5. Valoración del Cumplimiento

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 desarrollados siguiendo la reglamentación y normativa nacional e internacional de seguridad, así como los estándares aplicables de amplia y reconocida utilización en la materia.

Por todo ello, se considera cumplido el contenido del art. 14 de la Convención.

Artículo 15 Evaluación de la seguridad de las instalaciones

Artículo 15. Evaluación de la seguridad de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) Antes de la construcción de una instalación de gestión de desechos radiactivos, se realice una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental, en consonancia con el riesgo que plantee la instalación y que abarque su vida operacional;*

- ii) Además, antes de la construcción de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos, se realice una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental para el período posterior al cierre y se evalúen los resultados en función de los criterios establecidos por el órgano regulador;*
- iii) Antes de la operación de una instalación de gestión de desechos radiactivos, se preparen versiones actualizadas y detalladas de la evaluación de la seguridad y de la evaluación ambiental cuando se estime necesario para complementar las evaluaciones mencionadas en el párrafo i).*

15.1. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad

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 C.A. El Cabril.

De acuerdo con el vigente RINR, todas estas instalaciones se clasifican en nucleares o radiactivas. Por sus características, el C.A. El Cabril constituye una instalación nuclear, y el resto son radiactivas. En la [Sección E](#) y el [Anexo B](#) de este informe se incluye información detallada sobre el proceso de autorización de las instalaciones nucleares y radiactivas.

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 obtener una autorización de construcción de acuerdo al RINR 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 RINR) un Estudio Preliminar de Seguridad.

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 RBMA 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 la [Sección E](#).

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.

Por lo que respecta al proyecto de nueva instalación para el almacenamiento de residuos de muy baja actividad (RBBA), ENRESA solicitó una autorización para la modificación de la actual instalación de El Cabril.

La autorización de modificación de esta instalación se rige por lo dispuesto en el artículo 25 RINR, habiéndose dispuesto que previamente a la autorización de operación de la instalación de almacenamiento de RBBA deberá procederse a una autorización específica para la ejecución y montaje de los nuevos sistemas de almacenamiento. La mencionada autorización de ejecución y montaje se encuentra actualmente en la fase de declaración de impacto ambiental.

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, las autorizaciones que necesitan las instalaciones nucleares y radiactivas para iniciar su funcionamiento vienen recogidas en la [Sección E](#) y el [Anexo B](#) de este informe, habiéndose establecido 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 RINR 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.

15.4. Valoración del cumplimiento

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. De acuerdo con lo expuesto en cada uno de los apartados de este artículo y por lo que se refiere a los RBMA, 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.

Artículo 16 Operación de las instalaciones

Art. 16 Operación de las instalaciones

Cada parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

viii) La licencia de operación de una instalación de gestión de desechos radiactivos se base en evaluaciones apropiadas, tal como se espe-

cifica en el artículo 15, y esté condicionada a la finalización de un programa de puesta en servicio que demuestre que la instalación, tal como se ha construido, se ajusta a los requisitos de diseño y seguridad;

- ix) Los límites y condiciones operacionales derivados de las pruebas, de la experiencia operacional y de las evaluaciones, tal como se especifica en el artículo 15, se definan y se revisen en los casos necesarios;*
- x) Las actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas de una instalación de gestión y desechos radiactivos se realicen de conformidad con procedimientos establecidos. En el caso de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos, los resultados así obtenidos se utilizarán para verificar y examinar la validez de los supuestos hechos y para actualizar las evaluaciones, tal como se especifica en el artículo 15, para el período posterior al cierre;*
- xi) Se disponga de los servicios de ingeniería y de apoyo técnico necesarios en todas las disciplinas relacionadas con la seguridad a lo largo de la vida operacional de una instalación de gestión de desechos radiactivos;*
- xii) Se apliquen procedimientos para la caracterización y segregación de los desechos radiactivos;*
- xiii) El titular de la correspondiente licencia notifique de manera oportuna al órgano regulador los incidentes significativos para la seguridad;*
- xiv) Se establezcan programas para recopilar y analizar la experiencia operacional pertinente y se actúe en función de los resultados, cuando proceda;*
- xv) Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para la clausura de una instalación de gestión de desechos radiactivos, que no sea una instalación para disposición final, utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que el órgano regulador examine estos planes;*
- xvi) Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para el cierre de una instalación para disposición final, utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que el órgano regulador examine estos planes.*

16.1. Gestión de residuos en instalaciones nucleares y radiactivas

16.1.1. Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional

El RINR establece que, con aplicación para todas las instalaciones nucleares y radiactivas, será el MITYC quien, una vez recibido el informe del CSN, y previos los dictámenes

e informes que correspondan, adoptará la oportuna resolución sobre todo tipo de autorizaciones.

Los datos y documentación que el titular ha de incluir para la solicitud de las distintas autorizaciones han sido especificados en la [Sección E](#), y el [Anexo B](#) de este informe. Como se ha indicado en dicha sección, el RINR distingue el proceso de autorización de explotación que han de seguir los titulares de las instalaciones radiactivas y nucleares, y a su vez dentro de las primeras diferencia entre las relacionadas con el ciclo del combustible nuclear y aquellas otras con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales.

1. Respecto a las II.RR., puede apuntarse lo siguiente:

- a) Para las II.RR. del ciclo del combustible nuclear, la solicitud, trámite y concesión de autorizaciones se regula según lo dispuesto para las II.NN., con la adaptación de los documentos que corresponda a las especiales características de estas instalaciones.
- b) En el caso de las demás II.RR., la solicitud irá acompañada de la memoria descriptiva de la instalación, el estudio de seguridad, una verificación de la instalación, reglamento de funcionamiento, una relación prevista de personal, organización y definición de responsabilidades, el plan de emergencia interior y previsiones para la clausura y cobertura económica prevista.

Específicamente, será responsabilidad del titular de cada I.R. el desmantelamiento y clausura de la misma. La solicitud de declaración de clausura se acompañará de la siguiente documentación: estudio técnico de clausura, indicando el inventario de materiales y residuos radiactivos, así como su destino, y las medidas tomadas para desmantelar y, en su caso, descontaminar la instalación, e informe económico, incluyendo el coste de la clausura y las previsiones de financiación de la misma.

Los permisos de explotación y la ejecución de los planes de restauración de minas de uranio requerirán, con carácter previo a su concesión por la autoridad competente, el informe preceptivo y vinculante del CSN en materia de protección radiológica.

2. Con respecto a las II.NN., la autorización de explotación se concede, con carácter provisional, por el tiempo necesario para efectuar el programa de pruebas nucleares con el objetivo de evaluar la seguridad nuclear de la instalación y analizar sus resultados. Tras esto, el MITYC, una vez recibido el informe con la apreciación del CSN del resultado de las pruebas, las posibles modificaciones a introducir en las ETF y las condiciones para la renovación de la autorización, emitirá la nueva autorización de explotación por el plazo que corresponda. Las autorizaciones de explotación contienen en su anexo límites y condiciones que deben cumplir las II.NN. durante su operación, unas de cumplimiento inmediato y otras de plazo fijo.

Además, el RINR establece que la solicitud de autorización de explotación de una instalación nuclear ha de incluir 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, y 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.

Durante los años 2002 y 2003, el CSN ha evaluado y aprobado los PLAGERR de todas las II.NN. españolas. Los titulares han de presentar en el primer trimestre de cada año natural a la D.G. de Política Energética y Minas y al CSN un informe sobre las actividades del plan. El PLAGERR de cada instalación se inscribe en el objetivo de mejora de la gestión de los residuos producidos. El titular debe actualizar el inventario de sus residuos, minimizar su producción, reciclar y valorizar los residuos producidos, en la medida que esto sea técnica y económicamente posible, y acondicionar los materiales residuales finales para su disposición final.

El condicionado anexo al permiso de explotación de cada I.N. también 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. Los resultados de estos análisis se reflejan en un informe anual que se remite al CSN para su evaluación.

16.1.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas

De acuerdo con el RINR, dentro de la documentación que ha de presentarse en la solicitud de autorización de explotación de una I.N. figuran el programa de vigilancia radiológica ambiental operacional, reglamento de funcionamiento, especificaciones técnicas de funcionamiento y manual de garantía de calidad.

El titular ha de remitir una serie de informes y documentación para el control regulador de sus actividades según lo establecido por el RINR y por los límites y condiciones fijadas en el anexo a la autorización de explotación. Estos informes son distintos para el caso de instalaciones nucleares o radiactivas.

- ✓ Para las primeras, los titulares han de remitir al MITYC y al CSN, entre otros, un informe mensual con las actividades más destacables y el funcionamiento de la instalación y un informe anual incluyendo los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental y de los controles dosimétricos del personal.
- ✓ En el caso de las II.RR., el titular ha de presentar un informe anual conteniendo un resumen del diario de operaciones y los resultados estadísticos de los controles dosimétricos del personal.
- ✓ Si se trata de II.RR. del ciclo del combustible nuclear, este informe anual es trimestral y los titulares deberán presentar adicionalmente un informe anual incluyendo los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental.

Además, el CSN está facultado para realizar toda clase de inspecciones en las instalaciones nucleares y radiactivas para asegurar el cumplimiento de las condiciones previstas en la autorización y en los documentos oficiales de explotación aprobados, incluida en el caso de las CC.NN. la inspección residente.

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.

Durante el año 2003, el CSN realizó 205 inspecciones a las centrales en operación, 15 a la fábrica de elementos combustibles de Juzbado y 25 a las instalaciones del CIEMAT (autorizadas como instalación nuclear única), 7 a las instalaciones paradas (4 instalaciones nucleares y dos radiactivas), 16 al grupo de las que se encuentran operativas (20 instalaciones radiactivas) y 2 sobre las actividades realizadas en el Plan integrado para la mejora de las instalaciones del CIEMAT (PIMIC).

16.1.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico

Según establece 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. Adicionalmente, en el año 2000 se requirió a las II.NN. que desarrollaran sus propios procedimientos para analizar cambios organizativos que supusieran reducción de recursos humanos, ampliado en el 2002 a cualquier tipo de cambio, y que informaran sobre dotaciones mínimas y capacidades técnicas

La organización de todas las II.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. 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 marco de las revisiones periódicas de la seguridad, asociadas a la renovación de los permisos de explotación de cada C.N., se ha incluido un programa de evaluación y mejora de la seguridad en organización y factores humanos. Las CC.NN. ya han editado sus programas y las organizaciones de los titulares se han adecuado para desarrollarlos, aunque no se pueden considerar a pleno rendimiento. El objetivo de estos programas es garantizar que se adopten las medidas adecuadas para valorar las capacidades y limitaciones de la actuación humana.

El CSN viene realizando actuaciones para verificar que los procesos empleados por los titulares para mantener las dotaciones, competencias y motivación de los recursos humanos, propios y contratados, garantizan en todo caso el mantenimiento y mejora de la seguridad de las II.NN.. Algunas de estas actuaciones son la aprobación de instrucciones técnicas complementarias, el establecimiento de condiciones, la elaboración de propuestas y asumir compromisos sobre sistemas integrados de gestión de la seguridad y sistemas de gestión de inversiones a implantar en las CC.NN..

16.1.4. Caracterización y segregación de residuos

La gestión de RBMA en España se basa en la instalación de El Cabril. De acuerdo con los sucesivos permisos de explotación, ENRESA está 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 destinados a su caracterización.

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.

1. Para las II.RR., el pequeño productor debe:
 - a) 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),
 - b) Optimizar el volumen (segregación en origen),
 - c) Realizar una estimación de la actividad y
 - d) 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.

Como un paso previo a la segregación se debe establecer la caracterización de los residuos generados en la instalación, de forma que quede claramente identificado el material que debe considerarse residuo radiactivo.

2. En el caso de las II.NN., 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.

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 y actividad, y los procesos de producción del bulto. El cumplimiento de los criterios de aceptación será objeto de comprobación específica por parte de ENRESA. Para ello, 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.

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 instala-

ciones 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.

16.1.5. Notificación de incidentes

El RINR 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.

Adicionalmente, las II.NN., 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.

Además, el CSN ha establecido una Guía de Seguridad GSG-01.06 "Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación" que diferencia los sucesos anormales (situación de accidente) de los demás.

16.2. Gestión de los residuos radiactivos en El Cabril

16.2.1. Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional

La instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de El Cabril obtuvo su primer permiso de explotación provisional por Orden Ministerial de 9 de octubre de 1992. La vigente autorización de explotación, aprobada por Orden Ministerial de 5 de octubre de 2001, tiene validez hasta que se complete el volumen disponible para el almacenamiento en las celdas existentes. Según se establece, ENRESA debe realizar revisiones periódicas de la seguridad que permitan 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. 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.

La autorización de explotación se concede de acuerdo con los documentos preceptivos actualizados contenidos en el RINR (Estudio de Seguridad, Especificaciones de Funcionamiento, etc.), a los que se añaden los criterios de aceptación de unidades de almacenamiento. Los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radio-

lógica establecen que la operación de la instalación se realizará de acuerdo con la revisión correspondiente de estos documentos.

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.

Las Especificaciones de Funcionamiento describen las condiciones generales de funcionamiento del centro de almacenamiento de El Cabril. Parte de estas condiciones la constituyen los valores límite 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.
- ✓ 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.

Cada una de las actividades individuales de tratamiento y acondicionamiento están descritas en unos documentos denominados Instrucciones de Operación (IO), 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. Todos los trabajos realizados bajo este plan tienen el soporte de 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. 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.

16.2.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas

La autorización de explotación de octubre de 2001 del C.A. El Cabril contempla que el MITYC 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. Durante el año 2003, el CSN realizó 18 inspecciones al C.A. El Cabril.

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.

Las principales actividades recogidas en una modificación de diseño son las siguientes:

- a) Definición de la modificación solicitada, su justificación y descripción,
- b) 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.
- c) Preparación de las 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.
- d) Con la documentación aportada por los diferentes 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.

De las modificaciones de diseño acometidas durante 2003 y 2004 se pueden destacar las siguientes:

- ✓ Tratamiento y acondicionamiento de residuos de incidentes, consistente en la implantación de los sistemas de tratamiento y acondicionamiento de los residuos radiactivos generados como consecuencia de la fusión de fuentes de Cs-137.
- ✓ Criterios de aceptación de Unidades de Almacenamiento que incluye los criterios de aceptación de forma genérica para aprobación de nuevas UA's o la modificación de configuraciones de las ya aprobadas.
- ✓ Construcción en el C.A. El Cabril de un nuevo edificio auxiliar de acondicionamiento para los nuevos tratamientos y acondicionamientos de residuos, procesos de descontaminación de residuos, procesos de caracterización, aceptación y verificación de residuos y como almacenamiento temporal de resi-

duos. Este se encuentra situado dentro de la zona vigilada y adyacente con el edificio de acondicionamiento y con iguales criterios que el existente.

- ✓ Utilización provisional como almacenamiento temporal de las celdas de almacenamiento. Como consecuencia de los incidentes ocurridos de fusión de fuentes en varias aceras se hizo preciso dotarse de capacidad adicional de almacenamiento temporal y, evaluadas diferentes alternativas, se ha considerado como mejor opción la utilización provisional de capacidades autorizadas para el almacenamiento definitivo de RBMA, dotándolas de los medios de manejo y protección necesarios.

16.2.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico

Según lo dispuesto en el RINR, el Reglamento de Funcionamiento 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.

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 División Técnica de ENRESA, según refleja el organigrama incluido en el [Anexo F](#) de este informe. A su vez, desde la sede central, a través del Departamento de Ingeniería de RBMA de la Dirección de Ingeniería de Residuos, se presta apoyo técnico general a la instalación. La Ingeniería de Proyecto, contratada por el Departamento de Ingeniería de RBMA, 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.

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. Además, cuenta con 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.

16.2.4. Caracterización y segregación de residuos

El primer permiso de explotación de El Cabril, de octubre de 1992, establecía que los criterios de aceptación de residuos en la instalación, al ser un documento oficial de explotación, debían ser aprobados por las autoridades reguladoras. Estos criterios, con pequeñas modificaciones introducidas a lo largo de ese tiempo, han estado vigentes hasta diciembre de 2004 y se aplicaban a bultos primarios.

ENRESA, en diciembre de 2001 y una vez finalizada una campaña de caracterización del contenedor CE-2a de acuerdo con los requisitos de la Regla Fundamental de Seguridad francesa RFS-III.2, remitió al CSN una solicitud de autorización de modificación

con unos criterios de aceptación revisados. En ellos, se proponía que los criterios aplicaran a las unidades de almacenamiento, con lo que se podía dar crédito a las propiedades del contenedor, dejando los criterios de aceptación de bultos primarios como especificación que garantizan la calidad de los mismos y acordada entre ENRESA y los productores.

Finalmente las autoridades reguladoras aprobaron en diciembre de 2004 dicha modificación, lo que permite utilizar las características del contenedor en el estudio de ciertos bultos primarios históricos y no conformes (incumplimiento de los objetivos de calidad en lo relativo a resistencia mecánica, confinamiento o resistencia a ciclos térmicos). Esto ha permitido:

- ✓ Aumentar el límite de actividad por bulto primario
- ✓ Aumentar el límite de tasa de dosis aceptable por bulto primario,
- ✓ Optimizar ciertas líneas de acondicionamiento en bultos con pared

Actualmente, ENRESA dispone también de una metodología de aceptación de los bultos primarios de las II.NN. cuyo cumplimiento forma parte de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento del C.A. El Cabril.

La gestión de los residuos en el C.A. 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).

ENRESA está autorizada a realizar las pruebas y ensayos necesarios a RBMA destinados a su caracterización y aceptación. Los controles del proceso de aceptación son, principalmente, auditorías de proceso, controles de producción y ensayos de verificación técnica, destructivos y no destructivos que se realizan principalmente en el laboratorio del C.A. El Cabril. Estos ensayos tienen por objetivos:

- ✓ Comprobar los valores de actividad frente a los declarados por el productor y realizar el seguimiento de los factores de escala para los radionucleidos de difícil medida,
- ✓ Cumplir con las propiedades del bulto asociadas con la metodología de generación,
- ✓ Comprobar los aspectos químicos de importancia para la seguridad del almacenamiento (compatibilidad con el contenedor, corrosión, etc.)
- ✓ Cumplir con los objetivos relativos a la calidad de los residuos acondicionados.

16.2.5. Notificación de incidentes

La instalación de El Cabril dispone del Plan de Emergencia Interior reglamentario. Las situaciones de emergencia se clasifican en tres categorías, no contemplando 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 situa-

ciones 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.

16.3. 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 MITYC. 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 período 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 de 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

Art. 17. Medidas institucionales después del cierre.

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que después del cierre de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos:

- i) Se preserven los registros de la ubicación, diseño e inventario de esa instalación que exija el órgano regulador;*
- ii) Se efectúen controles institucionales activos o pasivos, como medidas de vigilancia radiológica o restricciones del acceso, en caso necesario, y*
- iii) Si durante cualquier período de control institucional activo se detecta una emisión no planificada de materiales radiactivos al medio ambiente, se apliquen medidas de intervención, en caso necesario.*

17.1. Custodia documental

Según el RD de creación de ENRESA³², corresponde esta 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.

17.2. Período de cumplimiento tras la clausura o cierre

El RINR constituye 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 II.RR. de primera categoría del ciclo del combustible nuclear con las instalaciones nucleares (art. 37 RINR).

En España, todas las instalaciones, clausuradas o en desmantelamiento para su clausura, que mantienen materiales residuales almacenados o depositados ya acondicionados, pertenecen a la primera parte del ciclo de combustible nuclear (estériles de minería y estériles de proceso de antiguas fábricas de concentrados de uranio), con excepción de la central nuclear de Vandellós I.

Algunas de estas instalaciones (almacenamientos o depósitos) se encuentran actualmente en el denominado período de cumplimiento, a la espera de la declaración de clausura de la instalación. Otra de ellas se encuentra en fase de desmantelamiento y, finalmente, una ha obtenido la declaración de clausura –para más información, remitimos a la [Sección D](#) de este informe (Inventarios y listas).

El reglamento citado anteriormente establece que el proceso de desmantelamiento de estas instalaciones deberá terminar con una declaración de clausura, que liberará a los titulares de su responsabilidad como explotador de las mismas (art. 12 f RINR).

El período de cumplimiento es un período previo a la declaración de clausura, a fin de verificar, a corto plazo, la idoneidad del acondicionamiento de los residuos efectuado y las diferentes barreras de ingeniería implementadas. Durante este tiempo, la instalación sigue estando bajo la responsabilidad de su titular y sometida al control regulador habitual.

17.3. Controles institucionales y previsiones futuras

Los controles institucionales que, previsiblemente, se impongan para restringir el uso del emplazamiento tras la clausura de las instalaciones, con residuos radiactivos almacenados o depositados, deberán aparecer contemplados en la declaración de clausura que se conceda, de acuerdo con lo especificado en el RINR (art. 12 f RINR).

En la declaración de clausura 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 RINR).

³²RD 1522/1984, hoy derogado por el RD 1349/2003, de 31 de octubre, sobre Ordenación de las Actividades de ENRESA.

El artículo 2 del RD de creación de ENRESA, establece en su apartado g) como una 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.

El reciente RD 5/2005, de reformas urgentes para el impulso a la productividad y para la mejora de la contratación pública, en su artículo 25, "Fondo para la financiación de las actividades del Plan general de residuos radiactivos", modifica la ley 54/1997, del sector eléctrico, estableciendo que el Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo. Asimismo, asumirá la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear o radiactiva una vez haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

Los controles institucionales que se requieran en las futuras declaraciones de clausura no se encuentran aún definidos desde el punto de vista de los organismos responsables del 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.). Hasta el momento, la única instalación clausurada con materiales residuales almacenados es la Planta Lobo-G y en su declaración de clausura se define al titular de la explotación como el responsable de la vigilancia institucional.

En las instalaciones del ciclo de combustible clausuradas sin restricciones de uso de tipo radiológico y, lógicamente, sin residuos radiactivos almacenados o depositados en las mismas, el único requisito institucional requerido en sus declaraciones de clausura es el mantenimiento, por parte del titular, de toda la documentación referente a las instalaciones durante, al menos, cinco años. Se incluye aquí la información correspondiente tanto a su vida operacional como a las actividades de su desmantelamiento.

En este caso se encuentran los reactores nucleares experimentales tipo argonauta, Argos en Barcelona y Arbi en Bilbao, clausurados en 2003 y 2005, respectivamente.

17.4. Previsiones de posibles intervenciones de remedio

Las posibles intervenciones de remedio en instalaciones clausuradas con residuos radiactivos almacenados o depositados 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 sólo se ha clausurado una instalación en la que permanecen almacenados o depositados desechos radiactivos. Se han tomado las medidas adecuadas para que en la misma se cumpla lo contemplado en el artículo 17. Asimismo, se espera que las instalaciones que se encuentran en las mismas circunstancias y cuya clausura está prevista en un futuro, más o menos próximo, también se cumpla lo recogido en el mencionado artículo.

Sección I

Movimientos transfronterizos

Artículo 27 Movimientos transfronterizos

Artículo 27: Movimientos transfronterizos

1. *Cada Parte Contratante que intervenga en movimientos transfronterizos adoptará las medidas adecuadas para asegurar que dicho movimiento se lleve a cabo de manera compatible con las disposiciones de esta Convención y los instrumentos internacionales vinculantes pertinentes. Con este fin:*
 - i) *Una Parte Contratante que sea Estado de origen, adoptará las medidas pertinentes para asegurar que el movimiento transfronterizo se autorice y tenga lugar únicamente con la notificación y consentimiento previos del Estado de destino;*
 - ii) *El movimiento transfronterizo a través de los Estados de tránsito estará sujeto a las obligaciones internacionales relacionadas con las modalidades particulares de transporte que se utilicen;*
 - iii) *Una Parte Contratante que sea el Estado de destino consentirá un movimiento transfronterizo únicamente si posee la capacidad administrativa y técnica, así como la estructura regulatoria necesarias para gestionar el combustible gastado o los desechos radiactivos de manera compatible con esta Convención;*
 - iv) *Una Parte Contratante que sea el Estado de origen autorizará un movimiento transfronterizo únicamente si puede comprobar que, de acuerdo con el consentimiento del Estado de destino, se cumplen los requisitos del apartado iii) antes de proceder al movimiento transfronterizo;*
 - v) *Si un movimiento transfronterizo no se lleva o no puede llevarse a cabo de conformidad con el presente artículo, la Parte Contratante que sea el Estado de origen adoptará las medidas adecuadas para permitir la readmisión en su territorio, a menos que pueda concertarse un arreglo alternativo seguro.*
2. *Las Partes Contratantes no otorgarán licencia de expedición de su combustible gastado o de sus desechos radiactivos a un lugar de destino al sur de los 60 grados de latitud Sur para su almacenamiento o disposición final.*

3. *Ninguna de las disposiciones de esta Convención prejuzga o afecta:*

- i) El ejercicio de los derechos y libertades de navegación marítima, fluvial y aérea que, según se estipula en el Derecho internacional, corresponde a los buques y aeronaves de todos los Estados;*
- ii) Los derechos de una Parte Contratante a la que se exporten desechos radiactivos para su procesamiento a devolver, o adoptar disposiciones para devolver al Estado de origen los desechos radiactivos y otros productos después de su procesamiento;*
- iii) El derecho de una Parte Contratante de exportar su combustible gastado para su reprocesamiento;*
- iv) Los derechos de una Parte Contratante a la que se exporte combustible gastado para reprocesamiento a devolver, o a adoptar las disposiciones para devolver al Estado de origen desechos radiactivos y otros productos derivados de las actividades de reprocesamiento.*

27.1. Desarrollo normativo

Se encuentra en fase de elaboración por parte de la Comisión Europea la propuesta de Directiva relativa a la vigilancia y control de los traslados de residuos radiactivos y combustible gastado, que previsiblemente sustituirá a la 92/3/EURATOM, mejorándola, simplificándola y ampliando su alcance.

El proceso de revisión de la Directiva 92/3/EURATOM se inició en el contexto de la Iniciativa SLIM, de simplificación de la legislación de la Unión Europea.

Asimismo la propuesta tiene en cuenta:

- ✓ La coherencia con las últimas Directivas europeas.
- ✓ La concordancia con convenios internacionales, entre los que destaca la Convención Conjunta.

Como aspectos que se introducen en la propuesta de Directiva, respecto a la 92/3/EURATOM, merecen destacarse:

- ✓ La inclusión en el alcance del combustible gastado.
- ✓ La modificación del procedimiento de aceptación de los traslados, que afecta, entre otros, a la introducción no opcional del silencio positivo para dicha aceptación.
- ✓ La obligatoriedad del consentimiento previo del país de destino, en las exportaciones de la Comunidad.

27.2. Experiencia en España

La experiencia española en el período considerado en relación con los movimientos transfronterizos, ha consistido únicamente en traslados de residuos radiactivos de media y baja actividad en los que España ha sido país de destino. En concreto, se han recibido:

- ✓ Residuos radiactivos procedentes de la descontaminación de bombas de refrigerante del reactor de centrales nucleares españolas.
- ✓ Residuos radiactivos producto del tratamiento de residuos líquidos de las primitivas instalaciones nucleares españolas.
- ✓ Residuos radiactivos de incineración para reducción de volumen.

27.3. Valoración del cumplimiento

En relación con los movimientos transfronterizos de residuos radiactivos, la normativa española referida a traslados internacionales y a transportes, así como la práctica, cubren lo establecido en el artículo.

Por lo que respecta a los movimientos transfronterizos de combustible gastado, actividad que no se ha llevado a cabo en España en los últimos años, 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 de los requisitos impuestos en el artículo. Por otra parte, la propuesta de Directiva europea, que tras su previsible aprobación se transpondrá a la normativa española, incluirá procedimientos más detallados de vigilancia y control de los traslados del combustible gastado.

Sección J

Fuentes selladas en desuso

Artículo 28 Fuentes selladas en desuso

Art. 28: Fuentes selladas en desuso

- 1. Cada Parte Contratante adoptará, en el marco de su legislación nacional, las medidas adecuadas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final de fuentes selladas en desuso tenga lugar de manera segura.*
- 2. Las Partes Contratantes permitirán la readmisión en su territorio de las fuentes selladas en desuso si, en el marco de sus leyes nacionales, han aceptado su devolución a un fabricante autorizado para recibir y poseer las fuentes selladas en desuso.*

28.1. Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final tienen lugar de manera segura

La LEN 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 RINR. En su articulado, este establece el sistema de licenciamiento a seguir por las II.RR., indicando las características que han de cumplir para ser consideradas como tales, según se ha indicado en la [Sección E](#). Asimismo, establece un sistema de aprobación de tipos de aparatos radiactivos por el MITYC, previo informe del 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 verificar 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.

Entre la documentación que los titulares deben presentar para la obtención de esas autorizaciones se incluye un documento sobre previsiones para la clausura de la instalación, en el que deben informar sobre las previsiones para la gestión de las fuentes en desuso en condiciones de seguridad, incluida la cobertura económica prevista para ello.

El organismo regulador en España, en aplicación de sus funciones de inspección y control de las instalaciones autorizadas, cuando encuentra situaciones de fuentes o equipos radiactivos fuera de uso, insta a los titulares para que sean retirados siguiendo los cauces previstos en la reglamentación y supervisa la ejecución de estas actuaciones.

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 ENRESA.

En España no existen instalaciones para la fabricación o producción de fuentes radiactivas selladas –es decir, 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 RINR, excepto para el caso en que las fuentes proceden de un país miembro de la Unión Europea, en este caso se aplica un régimen de comunicación de los traslados de fuentes a las autoridades del país receptor y aceptación por estas, establecido en el Reglamento 1493/1993/EURATOM.

Cuando la entidad que va a realizar la importación de fuentes radiactivas dispone de autorización como instalación radiactiva, esta 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, basándose en la normativa que regula su actividad, la 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 RBMA que tiene autorizada en El Cabril 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. De acuerdo con lo establecido en el artículo 74 RINR, la retirada por ENRESA de las fuentes en desuso no autorizadas requiere de una autorización específica de transferencia emitida por el MITYC, con el informe previo del CSN.

Un caso especial dentro del conjunto de las fuentes huérfanas es el de 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 antiguo Ministerio de Economía, el CSN, ENRESA y las organizaciones sindicales. Dicho protocolo establece la obligación del titular de la industria en la que se detecta 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.

Otro caso especial lo constituyen las dotaciones de agujas de Ra-226 para uso médico que se utilizaron en España en fechas anteriores al desarrollo de la normativa que regula las autorizaciones para la posesión y uso de fuentes y materiales radiactivos. Estas fuentes han dejado de utilizarse hace muchos años y han sido objeto de campañas específicas para su recuperación, retirada y gestión por ENRESA. Los costes de esta gestión se han sufragado con cargo al fondo de ENRESA sin coste para los poseedores. En el momento presente son muy escasas las dotaciones de agujas de Ra-226 que continúan apareciendo y cuando lo hacen su gestión se realiza en la forma indicada.

La posesión, utilización, transferencia y disposición final de las fuentes radiactivas en condiciones de seguridad queda garantizada en todos los casos mencionados en los párrafos precedentes, 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.

En Diciembre de 2003 el Consejo de la Unión Europea aprobó la Directiva 122/2003/EURATOM sobre el control de fuentes selladas de actividad elevada y de las fuentes huérfanas. En el momento presente existe en España un proyecto de norma para la incorporación de los requisitos establecidos en esta Directiva a la reglamentación nacional, que se prevé que sea aprobado antes de finales de 2005.

En esta nueva norma se incluyen requisitos relativos a creación y mantenimiento de un registro de fuentes selladas de alta actividad, obligación de los poseedores de devolver las fuentes en desuso a los suministradores, identificación y marcado de fuentes, formación de personal, medidas de vigilancia para detectar la aparición de fuentes huérfa-

nas y para su gestión posterior, incluido el establecimiento de una garantía financiera para cubrir los costes derivados de esta.

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 estos 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.

Seccion K

Actividades planificadas
para mejorar la seguridad

En este Segundo Informe Nacional se ha expuesto la situación en España en relación con la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos en el contexto de los requisitos de seguridad establecidos en la Convención Conjunta. A la vista de la información proporcionada en el tratamiento de cada artículo y la valoración de su cumplimiento, se puede afirmar de un modo general que el sistema español sigue cumpliendo con los requisitos de la Convención.

No obstante, teniendo en cuenta la propia naturaleza de la gestión segura de los residuos radiactivos y del combustible gastado, en particular a largo plazo, se continúa trabajando en la mejora del marco legal y reglamentario, así como en otras relativas a aspectos de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos.

A continuación se señalan las áreas en las que se está trabajando y se espera obtener mejoras a corto y medio plazo.

K.1. Desarrollo normativo en relación con la seguridad en la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos

Como ya se ha expuesto en la Sección E, [artículo 18](#) de este Segundo Informe Nacional y se introdujo en la Sección K, apartados K.1 y K.2, del Primer Informe Nacional, el grupo de trabajo establecido en el 2001 por el CSN y MITYC, en colaboración con ENRESA, continúa trabajando en la identificación de carencias y la formulación de propuestas sobre los conceptos y aspectos concretos identificados así como sobre la determinación de los instrumentos jurídicos de soporte más adecuados. En este sentido, cabe destacar que el Real Decreto Ley 5/2005, de 11 de marzo, define el marco para asignar la titularidad de los residuos y las responsabilidades para la etapa posterior a la clausura de instalaciones, para lo cual existía una carencia en el marco legal identificado en el Primer Informe.

Según se ha ido señalando a lo largo de este informe, los aspectos en los que se continuará trabajando para seguir completando el marco legal y reglamentario así como la definición de la política de gestión a largo plazo del combustible gastado y los residuos radiactivos son:

- ✓ Proceso de designación de emplazamientos candidatos para albergar instalaciones de almacenamiento de CG y RAA (Sección H, [apartado 13.5](#))
- ✓ Marco reglamentario específico que regule el riesgo radiológico a largo plazo, así como los principios y criterios de seguridad aplicables a las instalaciones de almacenamiento definitivo para CG y/o residuos radiactivos (Sección H, [apartado 11.6](#))
- ✓ Informes sobre opciones de gestión que contemple las distintas alternativas consideradas en el ámbito internacional para el CG y RAA, para poder acometer las iniciativas necesarias que den soporte al proceso de toma de decisiones (Sección G, [apartado 4.8](#))

K.2. Implantación de los planes de gestión de residuos radiactivos en las instalaciones productoras

En el primer informe nacional sobre la Convención Conjunta ya se indicó que el CSN estaba impulsando nuevos desarrollos para el documento preceptivo PLAGERR de manera que contribuyesen a una reflexión global sobre la gestión de todos los residuos radiactivos. Con el objetivo de analizar el contenido y el alcance más conveniente de estos documentos, se creó en 2001 un grupo de trabajo compuesto por representantes de CSN, UNESA, ENRESA y ENUSA.

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.

Las previsiones existentes indican que a finales del año 2005 se habrá finalizado el proceso de elaboración de los nuevos PLAGERR en todas las instalaciones nucleares españolas.

Durante 2006 se prevé iniciar un período de análisis de la experiencia relativa a los principales aspectos novedosos incluidos en los PLAGERR, entre los que se destacan la clasificación de las instalaciones en zonas de producción de residuos radiactivos y zonas de residuos convencionales, así como la implantación de una segunda línea de defensa para el control radiológico de todos los materiales que salen de las instalaciones.

K.3. Construcción de un almacén temporal centralizado (ATC)

La construcción de un almacén temporal centralizado que albergue el combustible gastado de las centrales nucleares, los residuos radiactivos de vida larga no susceptibles de ser enviados a la instalación de almacenamiento de RBMA de El Cabril, así como los residuos de reproceso devueltos del extranjero, constituye un objetivo fundamental en la estrategia nacional de gestión de dichos materiales. En relación con esto, cabe indicar que en diciembre de 2004 las Cortes Generales de España han instado al

MITYC a que proponga al Gobierno la revisión del PGRR para actualizar las estrategias en él definidas, y en particular las referidas al ATC.

A los efectos de establecer el proceso de toma de decisiones para la designación del ATC, se tendrá en cuenta la experiencia aportada por el proyecto COWAM del Sexto Programa Marco de la UE y su adaptación al marco español.

Sección L

Anexos

Anexo A

Normativa de derecho interno en el ámbito de la energía nuclear y los residuos radiactivos

1. Normas de rango legal

1. Ley sobre Energía Nuclear (Ley 25/1964 de 29 de abril; LEN; BOE 04.05.1964). Esta ley ha sido modificada recientemente por la Ley 62/2003, de 31 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social
2. Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (Ley 15/1980, de 22 de abril; BOE 25.04.1980). Esta ley también ha sido modificada recientemente por la Ley 62/2003, de 31 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social
3. Ley de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear (Ley14/1999, de 4 de mayo; BOE 05.05.1999)
4. Ley del Sector Eléctrico (Ley 54/1997, de 27 de noviembre; BOE 28.11.1997 y 31.12.2001).
5. Ley sobre el derecho de acceso a la información en materia ambiental (Ley 38/1995, de 12 de diciembre; BOE 13.12.1995).
6. 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 (BOE 09.5.2001)

2. Normas de rango reglamentario

1. Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio, por el que se aprueba el Plan básico de Emergencia Nuclear. (PLABEN; BOE 14.07.2004)
2. Real Decreto 208/2005 ,de 25 de febrero, sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de los residuos (BOE 26.02.2005) y que contempla a recogida obligatoria y gratuita de tales residuos, incluyendo fuentes radiactivas
3. Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. (Aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre; BOE 31.12.1999)
4. Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. (Aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio; BOE 26.06.2001).

5. Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares. (Decreto 2177/1967, de 22 de julio; BOE 18.09.1967).
6. Real Decreto 2967/1979, de 7 de diciembre, sobre ordenación de actividades en el ciclo del combustible (BOE 14.01.1980, modificado por Real Decreto 1899/1984, de 1 de agosto, BOE 27.10.1984).
7. Reglamento de Evaluación de Impacto Ambiental (Aprobado por Real Decreto 1131/1988, de 30 de septiembre, BOE 05.10.1998; también RD 9/2000 de 6 de octubre, BOE 07.10.2000).
8. 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 de 21 de marzo; BOE 16.04.1997).
9. Real Decreto sobre protección física de los materiales nucleares (Real Decreto 158/1995, de 3 de febrero; BOE 4.03.1995).
10. Real Decreto sobre pararrayos radiactivos (Real Decreto 1428/1986, de 13 de junio, BOE 11.07.1986, modificado por RD 903/1987, de 10 de julio, BOE 11.07.1987)
11. 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, BOE 26.11.1994)

3. Instrucciones técnicas

Las instrucciones técnicas del CSN son disposiciones dictadas por el CSN en virtud de habilitación legal directa, con carácter vinculante, dirigidas a un colectivo o número indeterminado de sujetos, y que tienen por objeto materias técnicas relacionadas con el ejercicio de sus propias competencias sobre seguridad nuclear y protección radiológica. Su fundamento jurídico se halla en el art. 2º.a) de la Ley 15/1980, en la redacción dada por la Ley 14/1999, de 4 de mayo.

Este concepto comprende:

1. Las normas técnicas que puede dictar el CSN por su propia iniciativa, lo que supone por determinación de la Ley un avance en la capacidad normativa del Organismo;
2. La posibilidad que ya preexistía de elaborar normas técnicas generales por habilitación previa de los Reglamentos del Gobierno.

En cuanto a su naturaleza, son verdaderos reglamentos, integrados con vocación de permanencia en el ordenamiento jurídico, pudiendo ser objeto de revisión contencioso-administrativa como cualquier norma general. Su incumplimiento está tipificado legalmente como infracción administrativa.

El número total de instrucciones técnicas es de seis: una referida a la obtención del carné radiológico; otra propia de CC.NN. y las cuatro restantes sobre diversos aspectos de la protección radiológica.

1. INSTRUCCIÓN IS-01 DEL CSN, (BOE 6.08.01) por la que se define el formato y contenido del documento individual de seguimiento radiológico, del carné radiológico regulado en el Real Decreto 413/1997 (BOE, 6 de agosto de 2001)

2. INSTRUCCIÓN IS-02 DEL CSN, revisión 1, de 21 de julio de 2004 (BOE 16.09.2004); corrección de errores BOE 11-10-2004) por la que se regula la documentación sobre ACTIVIDADES DE RECARGA en Centrales Nucleares de Agua Ligera.
3. INSTRUCCIÓN IS-03 DEL CSN, de 6 de noviembre de 2002 (BOE 12.12.02) sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de EXPERTO EN PROTECCIÓN CONTRA LAS RADIACIONES IONIZANTES.
4. INSTRUCCIÓN IS-04 DEL CSN, de 5 de febrero de 2003 (BOE 28.02.03) por la que se regulan las transferencias, ARCHIVO Y CUSTODIA DE LOS DOCUMENTOS correspondientes a la protección radiológica de los trabajadores, público y medio ambiente, de manera previa a la transferencia de titularidad de las prácticas de las centrales nucleares que se efectúe con objeto de su desmantelamiento y clausura.
5. INSTRUCCIÓN IS-05 DEL CSN, de 26 de febrero de 2003 (BOE 10.04.03) por la que se definen los VALORES DE EXENCIÓN PARA NUCLEIDOS según se establece en las tablas Ay B del anexo I del Real Decreto 1836/1999.
6. INSTRUCCIÓN IS-06 DEL CSN, de 9 de abril de 2003 (BOE 03.06.03), por la que se definen LOS PROGRAMAS DE FORMACIÓN EN MATERIA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA BÁSICO Y ESPECÍFICO regulados en el Real Decreto 413/1997, de 21 de marzo, en el ámbito de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible.

4. Guías de seguridad

Las Guías de seguridad no tienen naturaleza vinculante. Contienen métodos recomendados por el CSN desde el punto de vista de la seguridad nuclear y 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 de las mismas, siempre que estén debidamente justificados. Los comentarios y sugerencias que puedan mejorar el contenido de estas guías se considerarán en las revisiones sucesivas.

Las guías aprobadas hasta la fecha pueden clasificarse del siguiente modo:

- ✓ Reactores de potencia y centrales nucleares: guías GSG- 1.1 hasta GSG - 1.15.
- ✓ Vigilancia radiológica ambiental: GSG -4.1
- ✓ Instalaciones y aparatos radiactivos: GSG -5.1 hasta GSG -5.16
- ✓ Transporte de materiales radiactivos: GSG - 6.1
- ✓ Protección radiológica: GSG - 7.1 hasta GSG -7.7
- ✓ Protección física: GSG - 8.1
- ✓ Gestión de residuos: GSG - 9.1 hasta GSG -9.2
- ✓ Varios

El siguiente listado da cuenta del contenido y modificaciones recientes de dichas guías:

1. GS-1.1 Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de centrales nucleares. Marzo 1986. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
2. GS-1.2 Modelo dosimétrico en emergencia nuclear. Octubre-1990. Su contenido ha sido recientemente modificado.
3. GS-1.3 Plan de emergencia en centrales nucleares. Mayo-1987. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
4. GS-1.4 Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares. Diciembre-1988. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
5. GS-1.5 Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera. Diciembre-1990. Anulada, pero como consecuencia de revisión de la IS-2 volverá a aparecer como GS.
6. GS-1.6 Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación. Enero-1990. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
7. GS-1.7 Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares. Noviembre-1996. Ha sido revisada y actualizada por el CSN en noviembre de 2003.
8. GS-1.9 Simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares. Enero-1996. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
9. GS-1.10 Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares. Diciembre-1995. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
10. GS-1.11 Modificaciones de diseño en centrales nucleares. Julio-2002.
11. GS-1.12 Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares Febrero-1999.
12. GS-1.13 Contenido de los reglamentos de funcionamiento de las centrales nucleares. Marzo-2000. Su contenido ha sido recientemente modificado.
13. GS-1.14 Criterios para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad. Enero-2001. Su contenido ha sido recientemente modificado.
14. GS-1.15 Actualización y mantenimiento de los APS. 2004. Aprobada CSN 17-03-04.
15. GS-4.1 Diseño y desarrollo del programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares. Junio-1993.

16. GS-5.1 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). Junio-1986. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
17. GS-5.2 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). Octubre-1986. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
18. GS-5.3 Control de la hermeticidad de fuentes radiactivas encapsuladas. Junio-1987. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
19. GS-5.5 Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de radioterapia. Junio-1988. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
20. GS-5.6 Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas. Junio-1988. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
21. GS-5.7 Documentación técnica para solicitar autorización de puesta en marcha de las instalaciones de rayos X para radiodiagnóstico. Esta guía ha sido anulada, sustituyéndose la autorización por un trámite de declaración contenido en el R. D. 1891/1991. Enero-1988.
22. GS-5.8 Bases para elaborar la información relativa a la explotación de instalaciones radiactivas. Noviembre-1988. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
23. GS-5.9 Documentación para solicitar la autorización e inscripción de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X. Marzo-1998.
24. GS-5.10 Documentación técnica para solicitar autorización de instalaciones de rayos X con fines industriales. Octubre-1988. Rev 1.
25. GS-5.11 Aspectos técnicos de seguridad y protección radiológica de instalaciones médicas de rayos X para diagnóstico. Octubre-1990. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
26. GS-5.12 Homologación de cursos de formación de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas. Marzo-1998.
27. GS-5.13 Homologación de cursos de formación para el personal que dirija u opere instalaciones de rayos X con fines diagnósticos. Texto aprobado CSN 1998.
28. GS-5.14 Seguridad y protección radiológica de las instalaciones radiactivas de gammagrafía industrial Octubre-1999. Esta Guía de Seguridad se encuen-

tra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.

29. GS-5.15 Documentación técnica para solicitar aprobación de tipo de aparato radiactivo. Noviembre-2001. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
30. GS-5.16 Documentación técnica para solicitar autorización de funcionamiento de las instalaciones radiactivas constituidas por equipos para el control de procesos industriales. Enero-2001. Su contenido ha sido recientemente modificado.
31. GS-6.1 Garantía de calidad en el transporte de sustancias radiactivas. Julio-2002.
32. GS-6.2 Programa de protección radiológica aplicable al transporte de materiales radiactivos. 2003.
33. GS-6.3 Instrucciones de emergencia en el transporte de sustancias radiactivas. 2004.
34. GS-7.1 Requisitos técnico-administrativos para los Servicios de Dosimetría Personal Individual. Noviembre-1985. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
35. GS-7.2 Cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes para responsabilizarse del correspondiente Servicio o Unidad Técnica. Octubre-1986. Anulada, al ser sustituida por la IS-03 (BOE 12-12-02).
36. GS-7.3 Bases para el establecimiento de los Servicios o Unidades Técnicas de Protección contra las Radiaciones Ionizantes. Rev.1 Junio-1998. Su contenido ha sido recientemente modificado
37. GS-7.4 Bases para la vigilancia médica de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes. Rev.2 Junio-1998. Anulada al aprobarse el Protocolo del Ministerio de Sanidad para la vigilancia médica de los trabajadores expuestos.
38. GS-7.5 Actuaciones a seguir en el caso de personas que hayan sufrido un accidente radiológico. 26-05-2005. Revisión 1.
39. GS-7.6 Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear. Septiembre-1992. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
40. GS-7.7 Control radiológico del agua de bebida.. Rev. 1 Enero-1994. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
41. GS-8.1 Protección física de los materiales nucleares en instalaciones nucleares y en instalaciones radiactivas . Marzo-2000. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.

42. GS-9.1 Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de media y baja actividad. Julio-1991.
43. GS-9.2 Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas Diciembre-2001.
44. GS-10.1 Guía básica de garantía de calidad para instalaciones nucleares. Rev.2 Febrero-1999
45. GS-10.2 Sistema de documentación sometida a programas de garantía de calidad en instalaciones nucleares. Rev. 1 Julio-2002
46. GS-10.3 Auditorías de garantía de calidad. Rev. 1 Noviembre-2001.
47. GS-10.4 Garantía de calidad para la puesta en servicio de instalaciones nucleares. Septiembre-1987. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
48. GS-10.5 Garantía de calidad de procesos, pruebas e inspecciones de instalaciones nucleares. Rev.1 Julio-1999. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
49. GS-10.6 Garantía de calidad en el diseño de centrales nucleares. Rev. 1 Abril-2002.
50. GS-10.7 Garantía de calidad de instalaciones nucleares en explotación. Rev.1 Abril-2000. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
51. GS-10.8 Garantía de calidad para la gestión de elementos y servicios para las instalaciones nucleares. Rev. 1 Enero-2001. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
52. GS-10.9 Garantía de calidad de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares. Octubre-1998. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
53. GS-10.10 Cualificación y certificación de personal que realiza ensayos no destructivos. Febrero-2000. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
54. GS-10.11 Garantía de calidad en instalaciones radiactivas de primera categoría. Noviembre-2000. Esta Guía de Seguridad se encuentra en fase de revisión técnica y administrativa para adaptarla a la legislación actualmente vigente.
55. GS-10.12 Control radiológico de actividades de recuperación y reciclado de chatarras. Febrero-2003 .
56. GS-10.13 Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares 2004.

Proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas

El proceso de licenciamiento, tanto de las instalaciones nucleares como de las radiactivas, se rige por el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre.

De acuerdo con el RINR, estas autorizaciones las concede el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC), al que deben dirigirse, asimismo, las solicitudes para obtenerlas, junto con la documentación requerida en cada caso. El MITYC remite una copia de cada solicitud y documentación al Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) para su informe preceptivo.

Los informes del CSN son preceptivos y, además, vinculantes cuando tengan carácter negativo o denegatorio de una concesión y, asimismo, en lo relativo a las condiciones que establezcan, si fueran positivos.

El MITYC, una vez recibido el informe del CSN y previos los dictámenes e informes que pudieran corresponder, adoptará la oportuna resolución.

1. Sistema de licenciamiento de instalaciones nucleares

Según define el RINR son instalaciones nucleares:

- a) Las centrales nucleares
- b) Los reactores nucleares
- c) Las fábricas que utilicen combustibles nucleares para producir sustancias nucleares y aquellas en que se proceda al tratamiento de sustancias nucleares
- d) Las instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares de forma permanente

De acuerdo con el RINR, las instalaciones nucleares requieren para su funcionamiento distintos permisos o autorizaciones administrativas, que son: autorización previa o de emplazamiento, autorización de construcción, autorización de explotación, autorización de modificación y autorización de desmantelamiento. El procedimiento de concesión de cada una de estas autorizaciones se encuentra regulado en el propio Reglamento y de modo somero se expone a continuación.

a) Autorización previa

La autorización previa o de emplazamiento es un reconocimiento oficial del objetivo propuesto y de la idoneidad del emplazamiento elegido. Su obtención faculta al titular para iniciar las obras de infraestructura preliminares que se autoricen y solicitar la autorización de construcción de la instalación.

La solicitud de autorización previa ha de ir acompañada de 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 incluya fases y plazos de ejecución y estudio económico previo sobre las inversiones financieras y costes previstos
- ✓ Estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación
- ✓ Organización prevista para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción
- ✓ Descripción de las actividades y obras preliminares de infraestructura que pretenden realizarse

En el proceso de tramitación de esta solicitud se abre un período de información pública, que se describe con detalle en el [punto 3](#) de este Anexo

b) Autorización de construcción

Faculta al titular para iniciar la construcción de la instalación y para solicitar la autorización de explotación.

Esta solicitud 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
 - ⇒ Descripción de la instalación
 - ⇒ Análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias
 - ⇒ Estudio analítico radiológico
 - ⇒ 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
- ⇒ 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.

Durante la construcción y el montaje de una instalación nuclear, y antes de proceder a la carga del combustible 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 normativa 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, previo informe del CSN.

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 faculta al titular a cargar el combustible nuclear, o a introducir sustancias nucleares en la instalación, a realizar el programa de pruebas nucleares y a operar la instalación dentro las condiciones establecidas en la autorización. Se concederá primeramente con carácter provisional hasta la finalización satisfactoria de las pruebas nucleares.

Para obtener la autorización de explotación el titular deberá presentar 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, deberá referirse a los siguientes temas:
 - ⇒ Datos complementarios obtenidos durante la construcción sobre el emplazamiento y sus características
 - ⇒ Descripción de la instalación y de los procesos que van a tener lugar en ella
 - ⇒ Análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias
 - ⇒ Estudio analítico radiológico de la instalación
 - ⇒ Programa de vigilancia radiológica ambiental operacional.
- ✓ Reglamento de funcionamiento: Deberá contener la información siguiente:
 - ⇒ Relación de puestos de trabajo con responsabilidad nuclear
 - ⇒ Organización y funcionamiento del personal

- ⇒ Normas de operación en régimen normal y en condiciones de accidente
- ✓ Especificaciones técnicas de funcionamiento (ETF): Contendrán los valores límites de las variables que afecten a la seguridad y las condiciones mínimas de funcionamiento.
- ✓ Plan de emergencia interior: Detallará las medidas previstas por el titular y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente.
- ✓ Programa de pruebas nucleares: Describirá dichas pruebas, su objeto, las técnicas específicas y los resultados previstos.
- ✓ Manual de garantía de calidad: Establecerá el alcance y contenido del programa de calidad aplicable a los sistemas, estructuras y componentes relacionados con la seguridad.
- ✓ Manual de protección radiológica: Incluirá las normas de protección radiológica de la instalación
- ✓ Plan de gestión de residuos radiactivos: Incluirá un sistema para la posible desclasificación de estos residuos
- ✓ 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: Expondrá la disposición final prevista de los residuos generados e incluirá el estudio del coste y las previsiones económicas y financieras para garantizar la clausura.

Una vez completado el programa de pruebas nucleares, el titular de la autorización deberá remitir a la Dirección General de Política Energética y Minas y al CSN los resultados de dicho programa y la propuesta de modificaciones en las ETF, si a la vista de las pruebas realizadas ello resultara aconsejable.

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

d) Autorización de modificación

El RINR contempla que las modificaciones en el diseño, o 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 su autorización. Si como resultado de dichos análisis, el titular concluye que se siguen garantizando los requisitos mencionados anteriormente, este podrá llevar a cabo las modificaciones, informando periódicamente a las autoridades reguladoras competentes. Si, por el contrario, la modificación de diseño supone un cambio de los criterios, normas y condiciones en los que se basa la autorización de explotación, el titular deberá solicitar una autorización de modificación, de la cual deberá disponer antes de la entrada en servicio de la modificación o de la

realización de las pruebas. 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 que solicitar una autorización de ejecución y montaje de la modificación, autorización que es necesario obtener antes de iniciar actividades de montaje o de construcción relativas a este tipo de modificaciones.

La solicitud de autorización de modificación debe ir acompañada de la siguiente documentación:

- ✓ Descripción técnica de la modificación
- ✓ Análisis de seguridad
- ✓ Identificación de los documentos que se verían afectados por la modificación
- ✓ 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, identificando las causas que la han motivado
- ✓ 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

e) Autorización de desmantelamiento

Una vez extinguida la autorización de explotación, esta autorización faculta al titular a iniciar las actividades de descontaminación, desmontaje de equipos, demolición de estructuras y retirada de materiales para permitir, en último término, la liberación total o restringida del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento terminará con la declaración de clausura.

La solicitud de autorización de desmantelamiento irá acompañada de la siguiente documentación:

- ✓ Estudio de seguridad
- ✓ Reglamento de funcionamiento
- ✓ Especificaciones técnicas aplicables durante la fase de desmantelamiento
- ✓ Manual de garantía de calidad
- ✓ Manual de protección radiológica

- ✓ Plan de emergencia interior
- ✓ Plan de gestión de residuos radiactivos
- ✓ Plan de restauración del emplazamiento
- ✓ Estudio económico del proceso de desmantelamiento y previsiones financieras para hacer frente al mismo

La autorización de desmantelamiento incluirá el planteamiento general del mismo y, si este se realizara en diferentes fases, regulará solamente las actividades previstas en la fase de realización inmediata.

Una vez finalizadas las actividades de desmantelamiento, cuando se hayan cumplido las previsiones del plan de gestión de residuos radiactivos generados y se haya comprobado por el CSN que se han alcanzado las condiciones técnicas establecidas en el programa de desmantelamiento, el MITYC emitirá la declaración de clausura, previo informe del CSN. Esta declaración liberará al titular de una instalación de su responsabilidad como explotador de la misma y definirá, en el caso de la liberación restringida del emplazamiento, las limitaciones de uso que sean aplicables y el responsable de mantenerlas y vigilar su cumplimiento.

2. Sistema de licenciamiento de instalaciones radiactivas

De acuerdo con el RINR se entiende por instalaciones radiactivas:

- a) Las instalaciones de cualquier clase que contengan una fuente de radiación ionizante
- b) Los aparatos productores de radiaciones ionizantes que funcionen a un diferencia de potencial superior a 5 kV
- c) Los locales, laboratorios, fábricas e instalaciones donde se produzcan, utilicen, posean, traten, manipulen, o almacenen materiales radiactivos, excepto el almacenamiento incidental durante su transporte

Las instalaciones radiactivas se dividen en tres categorías.

Las instalaciones radiactivas de primera categoría son las del ciclo del combustible nuclear y las industriales de irradiación.

Las instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear, es decir aquellas fábricas productoras de uranio, torio y sus compuestos, o bien las fábricas de producción de elementos combustibles de uranio natural, requerirán las mismas autorizaciones que las instalaciones nucleares. Para la solicitud, trámite y concesión de estas autorizaciones se sigue lo descrito en el [apartado 1](#) anterior, con la adaptación de los documentos que corresponda a las especiales características de estas instalaciones.

Las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, comerciales o industriales, se clasifican en la categoría que les corresponda atendiendo, fundamentalmente, a sus características radiológicas. Este tipo de instalaciones requerirán una autorización de funcionamiento, una declaración de clausura y en su caso, autorización de modificación.

La solicitud de la autorización de funcionamiento de estas instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, comerciales o industriales, deberá ir acompañada de los siguientes documentos:

- ✓ Memoria descriptiva de la instalación
- ✓ Estudio de seguridad: Análisis y evaluación de los riesgos que pudieran derivarse del funcionamiento normal de la instalación o a causa de algún accidente
- ✓ Verificación de la instalación: Conteniendo una descripción de las pruebas a que se somete la instalación
- ✓ Reglamento de funcionamiento: Medidas prácticas que garanticen la operación segura de la instalación
- ✓ Relación del personal previsto, organización, responsabilidades de cada puesto de trabajo
- ✓ Plan de emergencia interior: Medidas previstas y asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente
- ✓ Previsiones para la clausura y cobertura económica para garantizarla

Cuando el titular esté en disposición de iniciar las operaciones de la instalación, lo comunicará al CSN para que pueda efectuar una inspección de la misma. Una vez que el CSN haya estimado que la instalación puede funcionar en condiciones de seguridad informará al MITYC para que emita una Notificación de Puesta en Marcha, que facultará al titular para el inicio de las operaciones de la instalación.

Las modificaciones en el diseño, en las condiciones de explotación o que afecten al condicionado de una instalación radiactiva, requerirán autorización por el mismo trámite por el que fue concedida la autorización de funcionamiento.

La solicitud de la declaración de clausura deberá acompañarse de la siguiente documentación:

- ✓ Estudio técnico de la clausura
- ✓ Estudio económico, que incluya el coste de la clausura y sus previsiones de financiación

Una vez comprobada por el CSN la ausencia de sustancias radiactivas o equipos productores de radiaciones ionizantes y los resultados del análisis de contaminación de la instalación, emitirá un informe dirigido al MITYC, que expedirá la declaración de clausura de la instalación.

De acuerdo con lo previsto en la Constitución Española, los distintos Estatutos de Autonomía y la normativa al respecto, los servicios y funciones del MITYC en materia de instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría, se han transferido a diversas Comunidades Autónomas. Las Comunidades Autónomas a las que se han efectuado estas transferencias son: Cataluña, País Vasco, Islas Baleares, Murcia, Extremadura, Asturias, Madrid, Galicia, Cantabria, Islas Canarias, Ceuta, Navarra, Comunidad Valenciana, Castilla y León, y La Rioja¹.

¹La disposición adicional tercera de la Ley 15/1980 de creación del CSN, habilita al Organismo a encomendar a las Comunidades Autónomas el ejercicio de determinadas funciones que le estén atribuidas. No obstante, estas encomiendas no tienen el carácter de transferencia, ya que, de acuerdo con su Ley de creación, la competencia en seguridad nuclear es exclusiva del CSN en todo el territorio nacional

3. La información y la participación públicas en el proceso de autorización de instalaciones

El RINR, así como la normativa relativa a impacto ambiental requieren procesos de información pública, el más relevante de los cuales es el que se lleva a cabo en el trámite de autorización previa de una instalación. 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 la obligación de éstas a la difusión de dicha información. Asimismo, España ha aprobado y ratificado en 2004 el Convenio sobre el acceso a la información, la participación del público en la toma de decisiones y el acceso a la justicia en materia de medio ambiente, hecho en Aarhus (Dinamarca).

En relación con el trámite de autorización previa de instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible nuclear, el RINR contempla que una vez recibida la solicitud, la Delegación del Gobierno en la Comunidad Autónoma en que se prevea ubicar la instalación, procederá a la apertura de un período de información pública, que se iniciará 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 indicarán el objeto y las características principales de la instalación, a fin de que en los treinta días siguientes al anuncio, las personas y entidades que se consideren afectadas por el proyecto puedan presentar las alegaciones que estimen procedentes. Una vez expirado el plazo de treinta días de información pública, la Delegación del Gobierno realizará las comprobaciones pertinentes, tanto en lo relativo a la documentación presentada por el público como a los escritos de alegaciones y emitirá un informe al respecto, enviando el expediente al MITYC y una copia del mismo al CSN.

La normativa de impacto ambiental² establece que deberán someterse a una evaluación de impacto ambiental los proyectos públicos o privados consistentes en la realización de obras, instalaciones o cualquier actividad en relación, entre otros, a centrales nucleares y otros reactores nucleares; instalaciones diseñadas para: la producción o enriquecimiento de combustible nuclear, el tratamiento de combustible nuclear irradiado o de residuos de alta actividad, el depósito final de combustible nuclear irradiado, exclusivamente el depósito final de residuos radiactivos y exclusivamente el almacenamiento (por más de diez años) de combustibles nucleares irradiados o de residuos radiactivos en un lugar distinto del de producción. El trámite de información pública se efectuará conjuntamente para el estudio de impacto ambiental y la autorización previa de la instalación. La declaración de impacto ambiental la elaborará el Ministerio de Medio Ambiente de forma coordinada con el CSN y se emitirá de forma conjunta con la autorización previa de la instalación.

Por otra parte, el RINR también requiere que durante la construcción, explotación y desmantelamiento de las centrales nucleares funcione un Comité de información, que tiene carácter de órgano colegiado y cuyos cometidos son los de informar a las distintas entidades representadas sobre el desarrollo de las actividades reguladas en las co-

²Real Decreto Legislativo 1302/1986 de evaluación de impacto ambiental, Real Decreto 1131/1988 que aprueba el Reglamento para la ejecución del anterior, Ley 6/2001 de modificación del Real Decreto Legislativo 1302/1986, de evaluación de impacto ambiental

rrespondientes autorizaciones y tratar conjuntamente aquellas cuestiones que resulten de interés para dichas entidades. El Comité está presidido por un representante del MITYC e integrado por un representante de: el titular de la instalación, el CSN, la Delegación del Gobierno, la Comunidad Autónoma y el municipio o municipios en cuyo territorio esté ubicada la instalación. Asimismo, podrán formar parte de este Comité otros representantes de las Administraciones Públicas, cuando la naturaleza de los asuntos que se vayan a tratar así lo requiera.

En el ámbito municipal, está en funcionamiento la Asociación de Municipios en Áreas con Centrales Nucleares (AMAC), que actúa como interlocutor de la Administración en diversos aspectos relativos a las centrales nucleares.

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.

Anexo C

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 D

Referencias a informes de misiones internacionales de examen realizadas a petición de una parte contratante

No existe ninguno hasta la fecha.

Anexo E

Artículo 25. Organización del CSN para situaciones de emergencia

La gestión de emergencias nucleares y radiactivas en España se regula mediante el sistema nacional de protección civil y los requisitos para el uso de la energía nuclear y las radiaciones ionizantes.

Desde la perspectiva de la protección civil se establecen los principios generales de organización, las responsabilidades, y los derechos y deberes de los ciudadanos, de las administraciones públicas y de los titulares de las prácticas en relación con la planificación, preparación y la respuesta ante situaciones de emergencia, así mismo se establecen los planes de emergencia para actuaciones en el exterior de las instalaciones cuando los accidentes que ocurran en éstas tengan repercusión sobre terceros.

Desde la perspectiva de la regulación nuclear se requiere la existencia de planes de emergencia en cada práctica radiológica y se establecen los criterios específicos relativos a los niveles y a las técnicas de intervención, y las medidas de protección en los que se basan los planes.

Dada la naturaleza específica de las emergencias nucleares y radiológicas, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) asume en esta materia una serie de funciones que van más allá de las competencias que le son propias como organismo regulador nuclear.

Para cumplir estas funciones con el grado de eficacia y eficiencia adecuados, el CSN dispone de una Organización de Respuesta ante emergencias (ORE), complementaria de su organización ordinaria de trabajo, que cuenta con una estructura operativa con un mando único, en la persona de su Presidente que ejerce la función de dirección y adopta las decisiones, y en la que participan sus unidades técnicas y logísticas, de acuerdo con un plan de actuación establecido específicamente para estos casos y que se activa según el nivel de gravedad del accidente que desencadena la emergencia.

La ORE opera básicamente desde una Sala de Emergencias (SALEM) que se encuentra en estado de alerta permanente para lo que es atendida en turno cerrado, y cuenta con un retén de emergencia que puede responder a una situación de emergencia en un plazo inferior a una hora.

La SALEM dispone de sistemas de comunicaciones y herramientas de evaluación adecuados, (descritos en el primer informe nacional de la Convención Conjunta), para asesorar a los directores de los planes de emergencia del nivel de respuesta exterior que sea necesario activar, sobre la evolución del accidente, sobre sus consecuencias potenciales y sobre las medidas de protección que deberían ponerse en práctica. La SALEM actualmente está en pleno proceso de transformación arquitectónica y de su

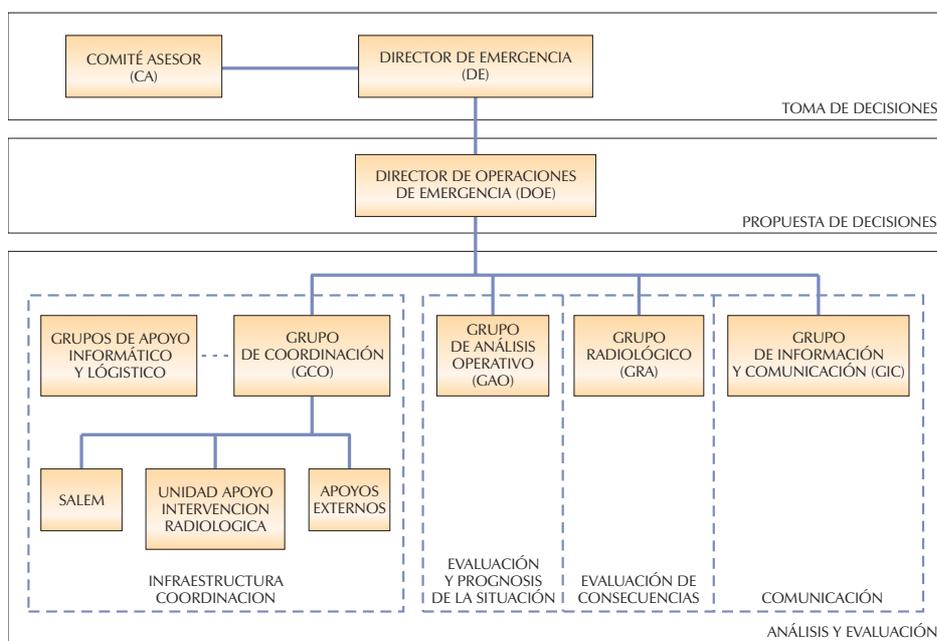
sistema de comunicaciones para mejorar sustancialmente sus características ergonómicas y operativas.

El Plan de Actuación ante Emergencias del CSN cuenta con un plan de formación de su personal que se enmarca en el plan de formación de los actuantes de los planes de emergencia de las instalaciones y de las zonas en las que se ubican. Asimismo el Plan de Actuación ante Emergencias del CSN cuenta con un programa de ejercicios y simulacros de alcance interno, nacional e internacional que permite comprobar periódicamente la operatividad de sus capacidades técnicas y realizar las mejoras oportunas.

La ORE tiene una estructura jerárquica que actúa de acuerdo con el principio de mando único y es complementaria de la organización ordinaria del CSN.

La ORE se estructura en los tres niveles jerárquicos siguientes:

- ✓ El Director de Emergencia, asesorado por un comité compuesto por el Pleno del CSN, es responsable de dirigir la ORE, tomar decisiones y transmitir las recomendaciones del CSN a la dirección del plan de emergencia aplicable y de cooperar con las autoridades en la información a la población. La función del Director de Emergencia corresponde al Presidente del CSN.
- ✓ El Director de Operaciones de Emergencia, que es responsable de coordinar todas las actuaciones y elaborar las propuestas de recomendaciones que el DE debe remitir a la dirección del plan de emergencia aplicable. El Director de Operaciones de Emergencia es uno de los dos Directores Técnicos del Organismo.
- ✓ Los Grupos Operativos, que son responsables de llevar a cabo las actuaciones técnicas que sean necesarias para elaborar las recomendaciones que el



DE debe transmitir a la dirección del plan de emergencia aplicable, de activar y coordinar los equipos de intervención y de preparar la información a comunicar al exterior.

En concreto, las misiones de los Grupos Operativos de la ORE, son las siguientes:

- ✓ La misión del Grupo de Análisis Operativo es analizar las causas del accidente y pronosticar su posible evolución futura e informar al DOE sobre las medidas que deberían adoptarse para conducir la situación de emergencia a condición segura, teniendo presente que la responsabilidad de adoptar las decisiones y tomar las medidas oportunas para que esto suceda corresponde a la instalación.
- ✓ La misión del Grupo Radiológico es analizar la situación radiológica generada por el accidente, proponer al DOE las medidas de protección adecuadas para paliar sus consecuencias radiológicas en la población en general, los bienes y el medio ambiente, y colaborar en su puesta en práctica.
- ✓ La misión del Grupo de Información y Comunicación es proporcionar a los demás órganos de la ORE y a los organismos con los que el CSN tienen compromiso de pronta notificación, la información sobre la instalación o el lugar del accidente necesaria para el desarrollo de sus funciones. Así mismo el GIC es el encargado de preparar la información sobre la emergencia que, en cumplimiento de las funciones que tiene asignadas el CSN, debe ser remitida a los medios y a la población.
- ✓ La misión del Grupo de Coordinación (GCO) es mantener la infraestructura de la ORE plenamente operativa y asegurar el flujo de información entre todos sus órganos y con el exterior. Este grupo coordina al Grupo de Apoyo Informático y al de Apoyo Logístico y gestiona los apoyos externos y los retenes de emergencia.
- ✓ El Grupo de Apoyo Informático asegura la operabilidad de los sistemas informáticos corporativos del CSN en caso de emergencia, proporcionando en su caso alternativas viables que garanticen el cumplimiento de las funciones básicas de la ORE, así como presta apoyo técnico para la correcta operabilidad de los equipos y sistemas informáticos y de comunicaciones de uso específico por los diferentes grupos operativos.
- ✓ El Grupo de Apoyo Logístico asegura la disponibilidad de medios logísticos necesarios para el funcionamiento de la ORE o proporciona alternativas viables que garanticen el cumplimiento de las funciones básicas de la misma, así como garantiza la seguridad de la ORE.
- ✓ La Subdirección General de Emergencias tiene asignada dentro del CSN, entre otras, la función del mantenimiento y operación de la SALEM, la gestión de los apoyos externos y la gestión del retén de emergencias, por lo que las actuaciones y responsabilidades del GCO están estrechamente ligadas al funcionamiento de la citada Subdirección.

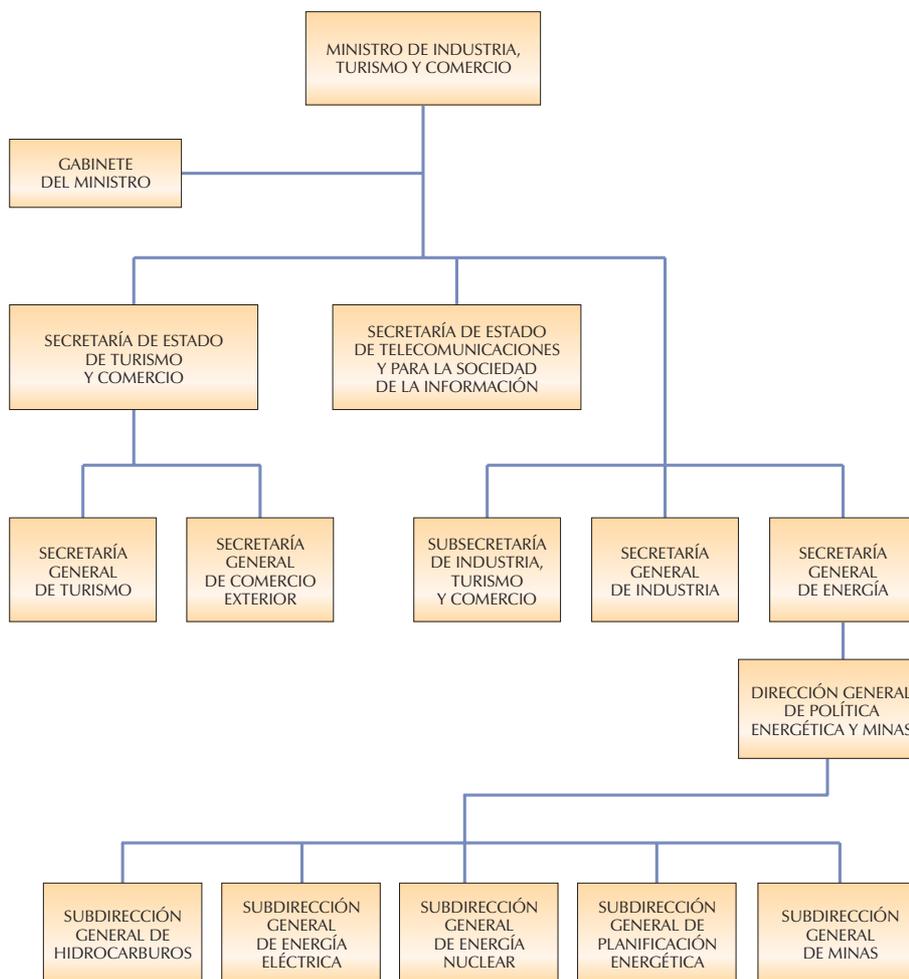
La estructura de la ORE es variable adaptándose a diferentes niveles de respuesta en cuanto a su composición de efectivos: permanente (SALEM), reducida (retenes), básica y ampliada.

La ORE puede actuar en cuatro Modos de Respuesta (del 0 al 3), estando permanentemente activada en estado de alerta en Modo 0 a través del funcionamiento de la SALEM y se activa en los otros tres Modos de Respuesta dependiendo de la gravedad, complejidad o duración en el tiempo de la emergencia.

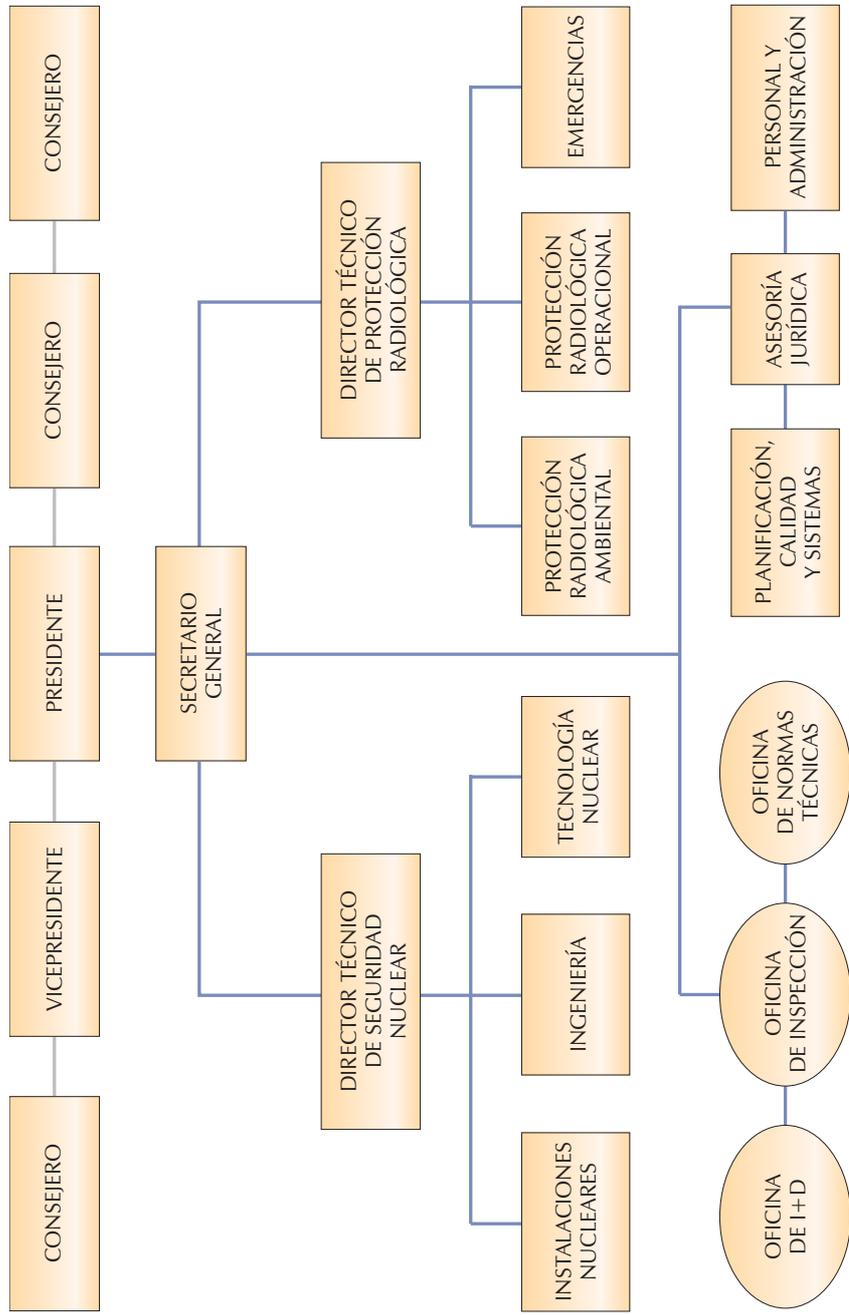
Anexo F

Organigramas de los organismos e instituciones implicados en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado

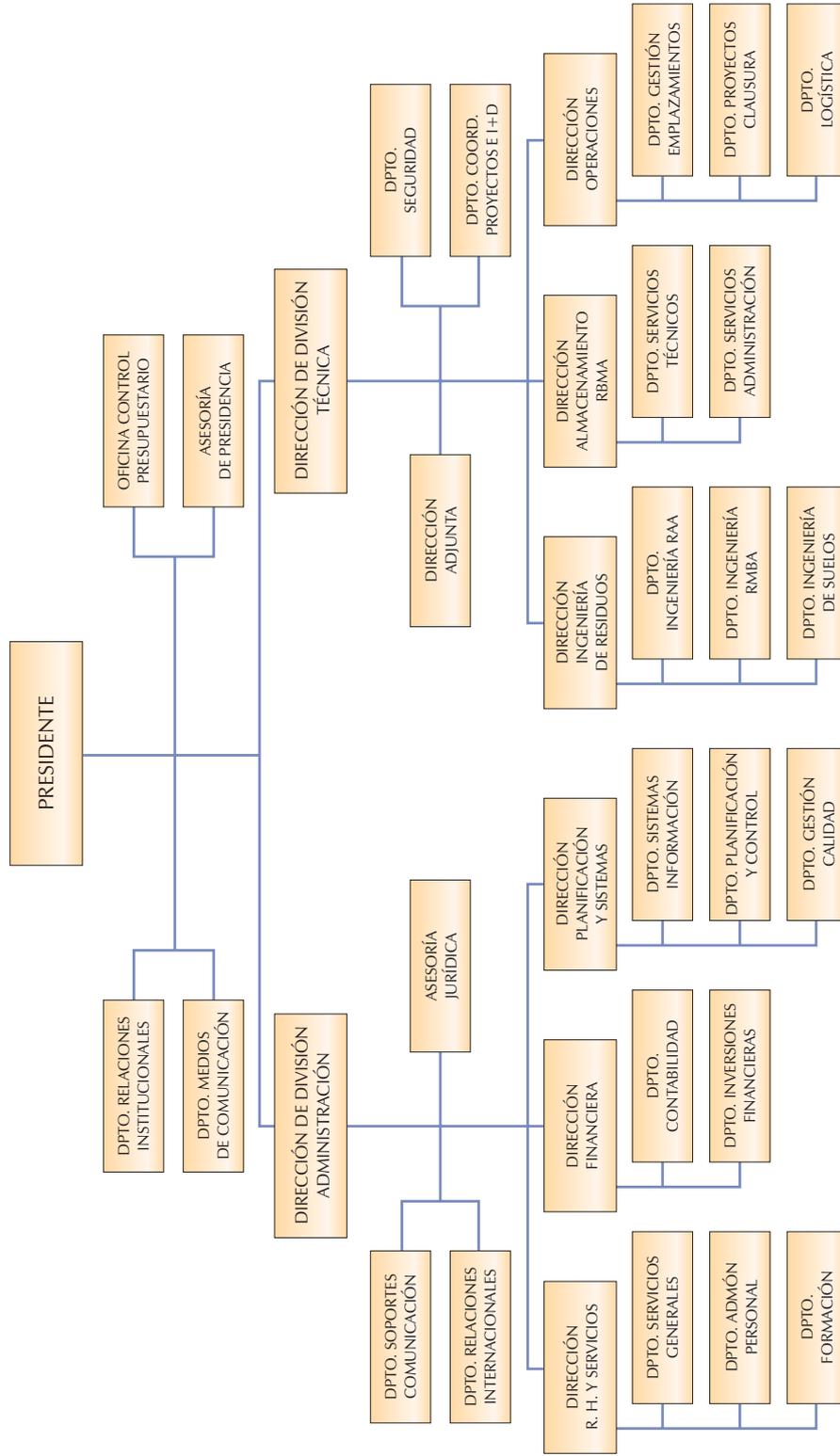
F1. El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC)



F2. Organigrama del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)



F3. Organigrama de ENRESA



Fecha de aprobación: 7-9-05

Siglas y abreviaturas utilizadas

<i>AGP</i>	<i>Almacenamiento geológico profundo</i>
<i>ALARA</i>	<i>Tan bajo como sea razonable alcanzar</i>
<i>ATC</i>	<i>Almacenamiento temporal centralizado</i>
<i>ATI</i>	<i>Almacenamiento temporal individualizado</i>
<i>B.O.E.</i>	<i>Boletín Oficial del Estado</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>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 y E</i>	<i>Dirección General de Protección Civil y Emergencias</i>
<i>DOCE</i>	<i>Diario Oficial de las Comunidades Europeas</i>
<i>ECURIE</i>	<i>Intercambio urgente de información radiológica de la Unión Europea</i>
<i>EIA</i>	<i>Evaluación de Impacto Ambiental</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>
<i>GS</i>	<i>Guía de seguridad</i>

<i>HIFRENSA</i>	<i>Hispano Francesa de Energía Nuclear, S.A.</i>
<i>I+D</i>	<i>Investigación y Desarrollo</i>
<i>ICR</i>	<i>Comisión Internacional de Protección Radiológica</i>
<i>II.NN.</i>	<i>Intalaciones nucleares</i>
<i>II.RR.</i>	<i>Instalaciones radiactivas</i>
<i>INEX</i>	<i>Ejercicio internacional de emergencia nuclear</i>
<i>INPO</i>	<i>Instituto de operaciones nucleares</i>
<i>IO</i>	<i>Instrucciones de operación</i>
<i>ISO</i>	<i>Organización internacional de normalización</i>
<i>JEN</i>	<i>Junta de Energía Nuclear</i>
<i>KWU</i>	<i>Kraftwerk Union A.G.</i>
<i>MCDE</i>	<i>Manual de Cálculo de Dosis al Exterior</i>
<i>MIMA</i>	<i>Ministerio de Medio Ambiente</i>
<i>MINECO</i>	<i>Ministerio de Economía</i>
<i>MINER</i>	<i>Ministerio de Industria y Energía</i>
<i>MITYC</i>	<i>Ministerio de Industria, Turismo y Comercio</i>
<i>NEA-OCDE</i>	<i>Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE</i>
<i>NRC</i>	<i>Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos</i>
<i>NUREG</i>	<i>Publicación técnica de la NRC</i>
<i>O.M.</i>	<i>Orden Ministerial</i>
<i>OCDE</i>	<i>Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico</i>
<i>OIEA</i>	<i>Organismo Internacional de Energía Atómica</i>
<i>OSPAR</i>	<i>Convención para la protección del medio ambiente marino del noreste del Atlántico</i>
<i>PACG</i>	<i>Piscina de almacenamiento de combustible gastado</i>
<i>PCD</i>	<i>Paquete de cambio de diseño</i>
<i>PC</i>	<i>Programa de control de procesos</i>
<i>PEN</i>	<i>Plan Energético Nacional</i>
<i>PGRR</i>	<i>Plan General de Residuos Radiactivos</i>
<i>PIMIC</i>	<i>Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat</i>
<i>PLABEN</i>	<i>Plan Básico de Emergencia Nuclear</i>
<i>PLAGERR</i>	<i>Plan de Gestión de Residuos Radiactivos</i>
<i>PVRA</i>	<i>Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental</i>
<i>PWR</i>	<i>Reactor de agua a presión</i>
<i>RD</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>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>SEPI</i>	<i>Sociedad Española de Participaciones Industriales</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>

