



ESPAÑA

CONVENCIÓN CONJUNTA SOBRE SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y SOBRE SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

CUARTO INFORME NACIONAL
OCTUBRE 2011

CONVENCIÓN CONJUNTA SOBRE
SEGURIDAD EN LA GESTIÓN
DEL COMBUSTIBLE GASTADO
Y SOBRE SEGURIDAD EN LA GESTIÓN
DE RESIDUOS RADIATIVOS

CUARTO INFORME NACIONAL

OCTUBRE 2011

ÍNDICE

ÍNDICE

Sección A. Introducción	1
A.1. <i>Presentación del informe</i>	<i>3</i>
A.2. <i>Sistema nacional para la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos en España</i>	<i>4</i>
A.3. <i>Desarrollos en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos con posterioridad al Tercer Informe Nacional</i>	<i>7</i>
Sección B. Políticas y Prácticas	13
B.1. <i>Política y estrategia general en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado</i>	<i>15</i>
B.2. <i>Clasificación de los residuos radiactivos.</i>	<i>16</i>
B.3. <i>Generación de combustible gastado y residuos radiactivos</i>	<i>17</i>
B.4. <i>Políticas y prácticas de gestión del combustible gastado</i>	<i>19</i>
B.4.1. <i>Almacenamiento temporal</i>	<i>19</i>
B.4.2. <i>Gestión final</i>	<i>22</i>
B.5. <i>Políticas y prácticas de gestión de los residuos radiactivos</i>	<i>22</i>
Sección C. Ámbito de aplicación	25
Sección D. Inventarios y listas	29
D.1. <i>Instalaciones de gestión de combustible gastado</i>	<i>31</i>
D.2. <i>Inventario de combustible gastado</i>	<i>33</i>
D.3. <i>Instalaciones de gestión de residuos radiactivos</i>	<i>33</i>
D.4. <i>Inventario de residuos radiactivos.</i>	<i>37</i>
D.5. <i>Instalaciones en fase de clausura</i>	<i>37</i>
D.6. <i>Instalaciones clausuradas</i>	<i>42</i>
Sección E. Sistema legislativo y regulador	43
Artículo 18. <i>Implementación de las medidas</i>	<i>45</i>
Artículo 19. <i>Marco legislativo y regulador</i>	<i>45</i>
19.1. <i>Novedades en las principales disposiciones con rango legal que regulan la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos</i>	<i>46</i>
19.2. <i>Novedades en las disposiciones de rango reglamentario</i>	<i>50</i>

19.3. Novedades en las disposiciones normativas del Consejo de Seguridad Nuclear	52
19.4. Otros aspectos del marco regulador	53
Artículo 20. Órgano regulador.	55
20.1. Estructura, competencias y funciones del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio	58
20.2. Estructura, competencias y funciones del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)	60
Sección F. Otras disposiciones relacionadas con la seguridad	67
Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia	69
21.1. Responsabilidad del titular con respecto a la seguridad	69
21.2. Responsabilidad por daños nucleares	70
21.3. Actividades de control regulador.	72
Artículo 22. Recursos humanos y financieros	72
22.1. Disponibilidad y cualificación de recursos humanos	72
22.2. Disponibilidad de recursos financieros	74
Artículo 23. Garantía de calidad.	76
23.1. Sistema de Gestión y Programa de Garantía de Calidad para la Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado	77
23.2. Sistema de inspección y evaluación de los sistemas de gestión y programas de garantía de calidad.	78
Artículo 24. Protección radiológica operacional	79
24.1. Protección de los trabajadores	81
24.2. Protección del público	85
Artículo 25. Preparación para casos de emergencia	89
25.1. Asignación de responsabilidades ante situaciones de emergencia.	90
25.2. Marco legislativo y regulador ante situaciones de emergencia	90
25.3. Aplicación de las medidas de preparación para emergencias, incluido el papel del organismo regulador y otras entidades	93
25.4. Capacitación y entrenamiento: Simulacros y ejercicios	96
25.5. Arreglos en el plano internacional, incluso con los países vecinos, según sea necesario	96
Artículo 26. Clausura	98
26.1. Organización y responsabilidades del desmantelamiento	98
26.2. Financiación del desmantelamiento	99
26.3. Protección radiológica y emergencias durante el desmantelamiento	99
26.4. Archivo documental para el desmantelamiento y clausura.	100
Sección G. Seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado	101
Artículo 4. Requisitos generales de seguridad	103
4.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de condiciones subcríticas y la remoción de calor	104
4.2. Medidas para asegurar que la generación de los residuos radiactivos debida a la gestión del combustible gastado se mantenga al nivel más bajo posible	106

4.3. Medidas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado	106
4.4. Medidas para la protección de las personas, la sociedad y el medio ambiente	107
4.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado	108
4.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para las generaciones presentes	109
4.7. Medidas para evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras	109
Artículo 5. Instalaciones existentes	110
5.1. Cambios en las instalaciones existentes	110
5.2. Medidas adoptadas para la revisión de la seguridad de las instalaciones existentes	111
Artículo 6. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas	112
6.1. Previsión de nuevas instalaciones de gestión de combustible gastado	113
6.2. Medidas para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad.	118
6.3. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante	119
6.4. Información al público sobre el proceso de selección de emplazamientos y construcción de instalaciones	121
6.5. Información al público sobre la seguridad	122
6.6. Arreglos de carácter internacional	123
Artículo 7. Diseño y construcción de las instalaciones.	123
7.1. Medidas para la concesión de autorizaciones	123
7.2. Previsiones para la clausura	125
7.3. Tecnologías utilizadas para el almacenamiento de combustible gastado	125
Artículo 8. Evaluación de la seguridad de las instalaciones	126
8.1. Requisitos legales y reglamentarios	127
8.2. Aplicación al licenciamiento de las instalaciones existentes y previstas.	127
8.3. Marco general de los análisis y las evaluaciones de seguridad	128
Artículo 9. Operación de instalaciones	129
9.1. Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional.	130
9.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas	131
9.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico	131
9.4. Notificación de incidentes	132
9.5. Clausura.	132
Artículo 10. Gestión final del combustible gastado	132

Sección H. Seguridad de la gestión de residuos radiactivos 135

Artículo 11. Requisitos generales de seguridad	137
11.1. Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor	137
11.2. Medidas adoptadas para asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible	138
11.3. Medidas adoptadas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos	138
11.4. Medidas para prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente	140
11.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de residuos radiactivos	140
11.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para la generación presente	141
11.7. Medidas adoptadas para procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras	141
Artículo 12. Instalaciones existentes y prácticas en el pasado.	142
12.1. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la instalación de "El Cabril"	142
12.2. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la gestión de los residuos de baja y media actividad en las instalaciones nucleares españolas	143
12.3. Medidas adoptadas para examinar la seguridad de la gestión de los residuos de baja y media actividad en las instalaciones radiactivas españolas	144
Artículo 13. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas	145
13.1. Previsión de nuevas instalaciones de gestión de residuos radiactivos	146
13.2. Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad.	146
13.3. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante	149
13.4. Información al público sobre el proceso de selección de emplazamientos	150
13.5. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones	150
13.6. Arreglos de carácter Internacional	151
Artículo 14. Diseño y construcción de las instalaciones.	151
14.1. Limitación de las posibles consecuencias radiológicas sobre las personas, el medio ambiente y la sociedad	151
14.2. Disposiciones Técnicas para la Clausura de Instalaciones de Gestión de Residuos Radiactivos	152
14.3. Disposiciones Técnicas para el Cierre de la Instalación de Disposición Final de Residuos Radiactivos	152
14.4. Tecnologías utilizadas para la Gestión de Residuos Radiactivos.	153
Artículo 15. Evaluación de la seguridad de las instalaciones.	154

15.1. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad	154
15.2. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad	155
15.3. Medidas adoptadas antes de la operación de instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad.	156
Artículo 16. Operación de las instalaciones	156
16.1. Gestión de residuos en instalaciones nucleares y radiactivas.	157
16.2. Gestión de los residuos radiactivos en “El Cabril”.	160
Artículo 17. Medidas institucionales después del cierre.	164
17.1. Custodia documental	164
17.2. Período de cumplimiento tras el cierre	165
17.3. Controles institucionales y previsiones futuras	165
17.4. Previsiones de posibles intervenciones de remedio	166
Sección I. Movimientos transfronterizos	167
Artículo 27. Movimientos transfronterizos.	169
27.1. Desarrollo normativo	170
27.2. Experiencia en España	171
Sección J. Fuentes selladas en desuso	173
Artículo 28. Fuentes selladas en desuso	175
28.1. Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final sea de manera segura	175
28.2. Readmisión en territorio español de fuentes selladas en desuso.	178
Sección K. Actividades planificadas para mejorar la seguridad	181
K.1. Desarrollo normativo en relación con la seguridad en la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos	183
K.2. Construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC).	184
K.3. Medidas derivadas de las recomendaciones de la misión IRRS del OIEA	184
K.4. Implicaciones en la seguridad derivadas del accidente de Fukushima	185
Sección L. ANEXOS	187
Anexo A. Normativa de derecho interno en el ámbito de la energía nuclear y los residuos radiactivos	189
1. Normas de rango legal.	189
2. Normas de rango reglamentario	190
3. Instrucciones del consejo	192
Anexo B. Proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas	195
1. Sistema de licenciamiento de instalaciones nucleares	195
2. Sistema de licenciamiento de instalaciones radiactivas	200

3. La información y la participación públicas en el proceso de autorización de instalaciones	202
Anexo C. Referencias a informes oficiales nacionales e internacionales relacionados con la seguridad	204
Informes Nacionales.	204
Informes Internacionales.	204
Anexo D. Referencias a informes de misiones internacionales de examen realizadas a petición de una parte contratante	205
Anexo E. Organización del CSN ante situaciones de emergencia.	206
Anexo F. Organigramas de los organismos e instituciones implicados en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado.	209
F1. El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC)	209
F2. Organigrama del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)	210
F3. Organigrama de ENRESA.	211
Anexo G. Siglas y abreviaturas utilizadas	212

SECCIÓN A

INTRODUCCIÓN

SECCIÓN A. INTRODUCCIÓN

A.1.

PRESENTACIÓN DEL INFORME

El presente documento constituye el Cuarto 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 residuos 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 en mayo de 2012. 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). En este informe se resumen las acciones implantadas, principalmente, desde el 1 de enero de 2008 hasta el 1 de junio de 2011, si bien la información y datos contenidos en él se refieren a los disponibles a 31 de diciembre de 2010, 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 Tercer Informe Nacional, destacando los progresos realizados o novedades habidas desde el anterior.
- ✓ Se han tenido en cuenta los comentarios y sugerencias surgidos durante el proceso de revisión del Informe Nacional anterior. Tanto los informes de los Relatores al Plenario como el informe resumen de la tercera Reunión de Revisión fueron remitidos a las Comisiones de Industria, Turismo y Comercio del Congreso y del Senado, y a las Instituciones concernidas.
- ✓ 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.

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 que también se incluyen, a efectos de seguridad en la gestión de residuos radiactivos, a las “instalaciones radiactivas” que producen, manipulan o almacenan material radiactivo.

A.2. SISTEMA NACIONAL PARA LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN ESPAÑA

El combustible gastado que se gestiona en España procede de la operación de los ocho reactores nucleares en operación ubicados en seis emplazamientos, así como de la operación de la central nuclear José Cabrera, que cesó su operación en el año 2006. Estas centrales son también, de acuerdo con la Convención, instalaciones de gestión de residuos radiactivos. Existen, además, otras instalaciones nucleares en operación: la Fábrica de combustible de Juzbado en Salamanca, la instalación nuclear del CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas, MedioAmbietales y Tecnológicas) en Madrid y el Centro de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana (“El Cabril”) en la provincia de Córdoba. Adicionalmente, se pueden generar residuos radiactivos a causa de la presencia de fuentes y otros materiales radiactivos en instalaciones o actividades no declaradas al sistema reglamentario. En el [apartado B.3](#) se describe en detalle el origen de este combustible y de los residuos.

España dispone de la infraestructura necesaria para la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos, desde los puntos de vista institucional, administrativo, técnico y económico-financiero, habiéndose establecido, además, los mecanismos oportunos para llevar a cabo los derechos de acceso a la información y participación de la sociedad.

Desde el punto de vista administrativo, el marco legal y reglamentario para la gestión del combustible gastado y la gestión de los residuos, se integra en el marco general por el que se regula la energía nuclear en España, que es un marco amplio y desarrollado acorde con la evolución de los requisitos reguladores internacionales. Dentro de este marco se establecen claramente las responsabilidades de los diferentes actores, así como la distribución de funciones entre las autoridades competentes en razón de la materia, funciones que si bien se ejercen de manera separada e independiente, se integran, de manera coordinada, dentro de un marco administrativo común.

En primer lugar, en lo que específicamente se refiere a la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos, corresponde al Gobierno la definición de la política nacional mediante la aprobación del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), según una propuesta del MITYC. Este Plan, que se revisa periódicamente, contempla las principales líneas de actuación, el horizonte temporal para su implantación, y las estimaciones económico-financieras para su puesta en práctica. Asimismo, la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible gastado, así como el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, constituye un servicio público esencial que se reserva a la titularidad del Estado, encomendándose a ENRESA la gestión de este servicio público, de acuerdo con el PGRR. Además, el Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo.

Por otro lado, los procedimientos básicos del marco regulador de la energía nuclear, en los que se concreta la distribución de funciones administrativas entre las diferentes autoridades competentes, son:

✓ Procedimiento de autorización.

Corresponde al MITYC otorgar las correspondientes autorizaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas, excepto para las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría¹ cuando tal competencia se haya transferido a los Gobiernos de las Comunidades Autónomas² que lo hayan solicitado. Previamente al otorgamiento de cualquier autorización a una instalación nuclear o radiactiva, el MITYC debe solicitar informes a todas las autoridades competentes en razón de la materia. En concreto, en lo que respecta a la seguridad nuclear y la protección radiológica, el informe del CSN, además de ser preceptivo, es vinculante cuando es denegatorio, o en cuanto a los límites y condiciones que establezca cuando es positivo.

Corresponde al CSN conceder y revocar las licencias y acreditaciones del personal de operación de las instalaciones nucleares y radiactivas, así como los diplomas del personal de los servicios o unidades técnicas de protección radiológica que así lo requieran. También corresponde al CSN, la concesión y revocación de las autorizaciones de los Servicios de Dosimetría Personal, de los Servicios de Protección Radiológica, y de las Unidades Técnicas de Protección Radiológica.

Corresponde al Ministerio de Medio Ambiente y Medio Rural y Marino, la aprobación de la Declaración de Impacto Ambiental en los proyectos que así lo requieran.

✓ Procedimiento normativo.

Corresponde al Gobierno aprobar los desarrollos normativos de las leyes aprobadas por el Parlamento, siendo en la actualidad el MITYC el Departamento ministerial encargado de tramitar y elevar las propuestas normativas en el ámbito de la energía nuclear. La elaboración de propuestas de desarrollos reglamentarios en materia de energía nuclear se coordina convenientemente entre el MITYC y el CSN. En todo caso, cuando las propuestas se refieren a materias que pueden afectar a la seguridad nuclear o la protección radiológica, la iniciativa le corresponde al Consejo de Seguridad Nuclear, quien da traslado al MITYC de las propuestas para su tramitación ante el Gobierno.

El Consejo de Seguridad Nuclear está facultado para emitir su normativa propia mediante la aprobación de Instrucciones del CSN, que son normas técnicas en materia de seguridad nuclear, protección radiológica y protección física que se integran en el ordenamiento jurídico interno, con carácter vinculante para los sujetos afectados por su ámbito de aplicación una vez notificadas o publicadas en el Boletín Oficial del Estado y cuyo incumplimiento está tipificado legalmente como infracción administrativa, siendo sancionable con arreglo al régimen sancionador de la Ley sobre Energía Nuclear. También puede emitir Instrucciones Técnicas Complementarias, que son actos administrativos de carácter vinculante para aquellos sujetos a los que van dirigidas y que tienen por objeto garantizar el mantenimiento de las condiciones y los requisitos de seguridad de las instalaciones y actividades y el mejor cumplimiento de los requisitos establecidos en cada autorización. Por

¹ Según se clasifican en el R.D. 1836/1999, de 3 de diciembre por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, modificado por el R.D. 35/2008, de 18 de enero.

² El Estado Español está compuesto por diecisiete Comunidades Autónomas, cuyo derecho a la autonomía recoge el art. 2 de la Constitución Española. Las atribuciones y competencias de las Comunidades Autónomas están establecidas en los arts. 143 y siguientes de la Constitución Española.

último, el CSN emite Circulares y Guías, que son, respectivamente, documentos técnicos de carácter informativo y recomendaciones técnicas que no tienen carácter vinculante.

✓ Procedimiento de vigilancia y control.

La revisión y evaluación de la seguridad nuclear y la protección radiológica de las instalaciones nucleares y radiactivas, así como la inspección de las mismas, le corresponde, íntegramente, al CSN, como único órgano competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

En lo que respecta a otras materias, tales como la seguridad física, la preparación para las emergencias o el impacto radiológico ambiental, la aplicación de este procedimiento se ejercita coordinadamente con los órganos de otros Departamentos ministeriales que también resultan competentes en razón de la materia.

✓ Procedimiento sancionador.

Corresponde a la Dirección General de Política Energética y Minas del MITYC tramitar los expedientes sancionadores a las instalaciones nucleares y radiactivas, excepto para las instalaciones de 2ª y 3ª categoría para las que la competencia se haya transferido a los Gobiernos de las Comunidades Autónomas, así como elevar las propuestas de sanción a la autoridad sancionadora que determina la legislación de acuerdo con la gravedad de la infracción.

Cuando las infracciones se refieren a materias relacionadas con la seguridad nuclear o con la protección radiológica, la iniciativa le corresponde al CSN, quien propone al MITYC la iniciación del correspondiente expediente. En materia de protección física el CSN también puede proponer la iniciación de expedientes sancionadores por infracciones contra el marco normativo de energía nuclear.

Adicionalmente, el CSN está legalmente habilitado para, bajo determinadas circunstancias previstas en la Ley sobre Energía Nuclear, alternativamente a proponer la iniciación de un expediente sancionador al MITYC, remitir apercibimientos a los titulares, dictando las medidas correctoras que debe establecer el titular. Caso de que estos no respondan al apercibimiento, el CSN está habilitado para imponer multas de carácter coercitivo de acuerdo con el procedimiento establecido a tal efecto en la legislación.

En la [Sección E](#) se da una descripción más amplia del sistema legislativo y regulador.

En lo que respecta a la infraestructura técnica y económico-financiera de la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado, ENRESA, como ya se ha mencionado, es la empresa autorizada en España para prestar los servicios de almacenamiento, transporte y manipulación de los residuos radiactivos y el combustible nuclear gastado. Esta empresa, íntegramente de capital público, fue creada por Real Decreto en 1984, y está participada por el CIEMAT, un centro de investigación nacional dependiente del Ministerio de Ciencia e Innovación, y la Sociedad Española de Participaciones Industriales (SEPI), que depende del Ministerio de Economía y Hacienda. La tutela de ENRESA corresponde al MITYC, a través de la Secretaría de Estado de Energía, quien lleva a cabo la dirección estratégica y el seguimiento y control de sus actuaciones y planes, tanto técnicos como económicos.

Entre los cometidos de ENRESA, además de la ejecución de las actividades propiamente dichas de gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos y de desmantelamiento de las instalaciones nucleares, se incluye la elaboración de los borradores de los sucesivos planes generales de residuos radiactivos, que posteriormente remite al MITYC para su revisión y tramitación ante el Gobierno, así como la gestión administrativa y financiera del Fondo para la financiación de las actividades del PGR, bajo la supervisión de un Comité de Seguimiento del

Fondo y la fiscalización de las autoridades económico-financieras competentes de la Administración del Estado.

Por último, los productores de residuos son responsables del funcionamiento de la instalación o actividad en condiciones de seguridad, y siempre dentro de lo establecido en los documentos oficiales, y de cuantas cuestiones puedan afectar a las condiciones de la autorización o a la seguridad y protección radiológica y, en general, cumplir la reglamentación vigente. Asimismo, recae en los productores la responsabilidad de la instalación en las situaciones de emergencia que pudieran producirse.

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

A.3. DESARROLLOS EN EL ÁMBITO DE LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y EN LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS CON POSTERIORIDAD AL TERCER INFORME NACIONAL

En la Sección K del Tercer Informe Nacional presentado por España se señalaban una serie de iniciativas en curso a la fecha de edición. El estado de desarrollo de esas iniciativas fue actualizado durante la presentación del informe en la tercera reunión de revisión de la Convención, a raíz de la cual se solicitó que en el cuarto Informe Nacional se diese cuenta de los avances que se produjesen en los desarrollos normativos en relación con la seguridad nuclear en la gestión del com-

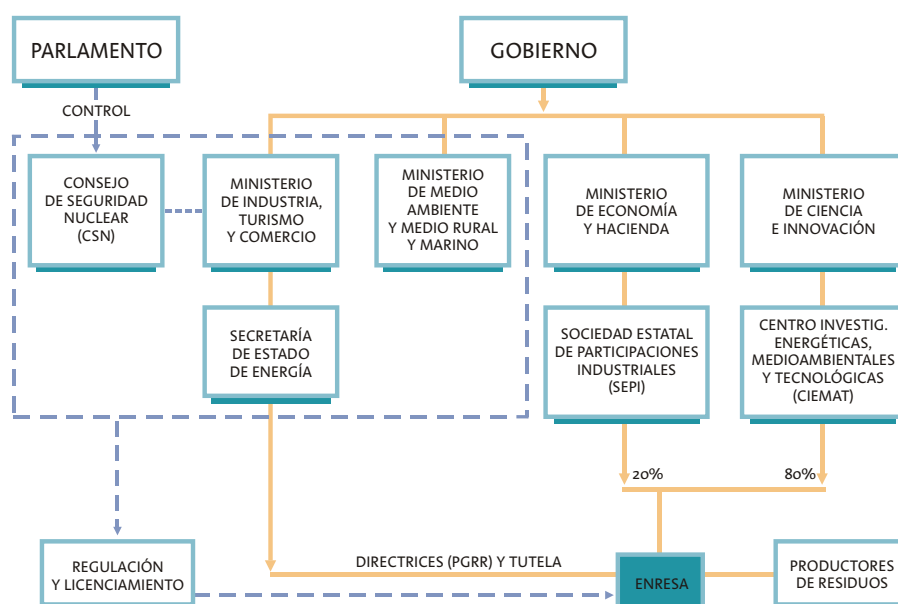


Figura 1. Sistema nacional.

bustible gastado y los residuos radiactivos, en lo referente a la construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC), al plan de acción que daba respuesta a las conclusiones de la misión IRRS de 2008, a la continuación del desarrollo de marco regulatorio específico para la desclasificación de material radiactivo y al desarrollo legal en seguridad de la gestión de los residuos radiactivos y combustible gastado en lo que respecta a la vigilancia y control transfronterizo de los residuos radiactivos.

Aunque en diversas secciones del presente informe se tratan en profundidad estos asuntos, a continuación se destacan los principales avances desarrollados en estos temas así como otros desarrollos habidos en la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado o conexos a ella.

a) Desarrollos normativos

En el marco de los compromisos adquiridos por España en la 3ª reunión de revisión cabe destacarse que el Consejo de Seguridad Nuclear, en aplicación de la facultad que le otorga la Ley de “elaborar y aprobar las instrucciones, circulares y guías de carácter técnico relativas a las instalaciones nucleares y radiactivas” aprobó el 13 de Octubre de 2010 la Instrucción IS-29, sobre “Criterios de seguridad de instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad”. La misma tiene “por objeto establecer los criterios y requisitos básicos de seguridad que deben cumplirse en el diseño, fabricación, construcción, pruebas, funcionamiento y el análisis de seguridad de las instalaciones nucleares de almacenamiento temporal de combustible gastado y de residuos de alta actividad”. En conjunción con la Instrucción IS-20 por la que se establecen los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado, aprobada en fechas previas a la 3ª reunión de revisión donde se informó oportunamente sobre la misma, se considera que ambas conforman un núcleo básico de Instrucciones de Seguridad sobre las diferentes modalidades de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad, incorporando ambas los “Niveles de Referencia” establecidos por WENRA, en base a las normas de seguridad aplicables emitidas por el OIEA.

En el transcurso de la 3ª reunión de revisión, también fue señalada como medida para incrementar la seguridad, la transposición en el corpus legislativo español de la directiva del consejo de la Unión Europea relativa a la vigilancia y al control de los traslados de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado (Directiva 2006/117/EURATOM del Consejo, de 20 de Noviembre de 2006). Esa transposición fue formalizada por Real Decreto 243/2009 de 27 de Febrero, publicado el 2 de abril de 2009, por el que se regula la vigilancia y control transfronterizo de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado entre Estados miembros o procedentes o con destino al exterior la Comunidad (EURATOM). Este Real Decreto incluye también la transposición al ordenamiento jurídico de la Decisión de la Comisión (europea) 2008/312/EURATOM, de 5 de marzo, por la que se establece el documento uniforme para la vigilancia y el control de los traslados de residuos radiactivos y combustible gastado, a ser utilizado por el solicitante de una autorización, las autoridades competentes correspondientes y el destinatario.

Con posterioridad a la 3ª reunión de revisión, se han revisado artículos específicos de la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear y de la Ley 54/1997 del Sector Eléctrico, los cuales tienen incidencia sobre la Gestión de Residuos Radiactivos y el Combustible Gastado. Así, la Ley 11/2009 de 26 de Octubre, en su Disposición Final novena establece:

- i) Creación dentro de la Ley de Energía Nuclear, de un artículo nuevo denominado “Gestión de los Residuos Radiactivos”. Por éste se establece que “la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, constituye un servicio público esencial que se reserva a la titularidad del Estado” y se encomienda a ENRESA este servicio público; a la vez se indica que ENRESA se constituye como medio propio y servicio técnico de la Administración. Por otra parte es responsabilidad del gobierno establecer la política sobre gestión de los residuos radiactivos mediante la aprobación del Plan General de Residuos Radiactivos, y del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio la tutela de ENRESA. Este nuevo artículo, también establece que “El Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo”, así como la vigilancia institucional que se requiera.
- ii) Modificación de la Disposición adicional 6ª de la Ley del Sector Eléctrico, por la que se definen aspectos clave del Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos, como son la creación de una tasa a pagar por el Servicio Público que asume el Estado, la obligación, por parte de los titulares de la licencia de explotación, de financiación de todos los costes de la gestión de residuos para las instalaciones nucleares operativas el 1 de Enero de 2010, y la consideración de “Coste de Diversificación y Seguridad de Abastecimiento” de las cantidades destinadas a financiar la gestión de los residuos, el combustible gastado y el desmantelamiento, de aquellas instalaciones nucleares que hubieran cesado su explotación con anterioridad al 1 de enero de 2010.

El último cambio normativo posterior a la 3ª reunión, ha sido el Real Decreto 1440/2010 de 5 de Noviembre, por el que se aprueba el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear al cual se incorporan los cambios introducidos por la Ley 33/2007 de 7 de Noviembre en la Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, sistematizando y armonizando las funciones realizadas por ese Consejo, y trasladando a un único texto la asignación de sus potestades administrativas.

A nivel Europeo, el Consejo de la Unión aprobó la Directiva 2009/71/EURATOM de 25 de Junio de 2009 por lo que se establece un Marco Comunitario para la Seguridad Nuclear de las Instalaciones Nucleares. Es de señalar que esta Directiva no afecta a la instalación de almacenamiento de residuos de Sierra Albarrana, más conocida como El Cabril.

b) Situación del Almacén Temporal Centralizado (ATC) de Combustible

El Estado ha venido desarrollando actividades encaminadas a la consecución de un Almacén Temporal de Combustible, en un marco de transparencia y voluntariedad de los municipios. Así, el 29 de Diciembre de 2009, se publicó en el Boletín Oficial del Estado, la convocatoria pública para la selección de los municipios candidatos a albergar el emplazamiento de dicho almacén y su centro tecnológico asociado. Dicha convocatoria venía precedida de una Proposición no de Ley de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados, instando al Gobierno a constituir una Comisión Interministerial que debería establecer los criterios a cumplir por ese Almacén. Constituida la Comisión Interministerial mediante el Real Decreto 775/2006 de 23 de Junio, y establecidos los “Criterios básicos de emplazamientos para la instalación del ATC y Centro Tecnológico Asociado”, se procedió a dicha convocatoria la cual iba dirigida a todos los municipios, pudiendo estos concurrir indi-

vidual o conjuntamente. La convocatoria incluía una descripción del proyecto y un procedimiento para la selección del emplazamiento entre los municipios interesados.

A la convocatoria se presentaron 14 municipios, aunque varios de ellos desistieron posteriormente y uno no cumplía todos los requisitos, por lo que 8 municipios han sido valorados por la Comisión Interministerial. Hay que señalar que en el proceso de alegaciones, se formularon 14420 relativas a 9 municipios.

Del análisis realizado por la Comisión Interministerial se desprende que, de entre los 8 municipios valorados, dos forman un grupo homogéneo con la más alta valoración. El Gobierno una vez recibido el informe de la Comisión Interministerial ha procedido a entablar negociaciones con los Gobiernos Autónomos correspondientes con la intención de buscar el máximo consenso posible de cara a la ubicación de esta infraestructura.

c) Medidas derivadas de las recomendaciones de la misión IRRS de 2008.

A petición del Gobierno español, a comienzos de 2008 un equipo del OIEA visitó el Consejo de Seguridad Nuclear para realizar una misión del Servicio Integrado de Examen de la Situación Reguladora (IRSS). Esta misión efectuó un total de 5 recomendaciones y 27 sugerencias, además de otras recomendaciones y sugerencias específicas a la protección física. De entre las recomendaciones una se refiere a temas objeto de este informe, lo mismo que dos de las sugerencias. Por un lado se recomendaba al CSN que colaborase con otras autoridades competentes para estimular el desarrollo y comunicación de planes para la gestión definitiva del combustible gastado y residuos de alta actividad. El Plan General de Residuos Radiactivos vigente contempla un plan de actuación con vistas al objetivo de gestión final de los residuos de alta actividad, siendo un paso intermedio la instalación de almacenamiento temporal de combustible tratada en el punto b) anterior. El Consejo por su parte envió al Congreso de los Diputados un informe en octubre de 2010.

Una sugerencia estaba relacionada con la actuación del CSN en la aprobación del Plan General de Residuos Radiactivos. La modificación de la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear indicada en el punto a) anterior establece que corresponde al Gobierno establecer la política sobre gestión de los residuos radiactivos, mediante la aprobación del Plan General de Residuos Radiactivos, que le será elevado por el MITYC, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear

La otra sugerencia se refiere a cómo debe regularse el establecimiento de un inventario nacional centralizado de los residuos radiactivos, estando establecido al respecto un grupo de trabajo entre los tres organismos afectados (MITYC, CSN y ENRESA).

Las actuaciones del CSN objeto de éstas y otras recomendaciones/sugerencias de la misión IRRS de 2008 han sido presentadas in-extenso a la nueva misión de revisión de IRRS que ha tenido lugar en enero/febrero de 2011, declarando el coordinador al cierre de la misma: “El CSN ha realizado esfuerzos encomiables para avanzar en el conjunto de los aspectos identificados por la misión IRRS de 2008”.

d) Continuación del desarrollo de marco legislativo específico para la desclasificación de material radiactivo.

El CSN, en aplicación de la facultad que le otorga la Ley de “elaborar y aprobar las instrucciones, circulares y guías de carácter técnico relativas a las instalaciones nucleares y radiactivas”, inició en 2009 la elaboración de una Instrucción sobre el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares. La Instrucción establece los criterios que deben ser considerados para el control radiológico de los materiales residuales que se generan en las zonas controladas de las

instalaciones nucleares, de manera que sea posible determinar cuáles de ellos deben ser sometidos a los procesos de desclasificación, de acuerdo con el marco normativo establecido.

Se consolidará mediante la Instrucción el proceso técnico de categorización de los materiales residuales, estableciéndose las categorías de impactados y no impactados. Además se determinan los requisitos que debe considerar el titular para efectuar la categorización mencionada y para la caracterización radiológica previa, a la que deben someterse los materiales residuales antes de su desclasificación, con el objetivo de comprobar que su contenido radiactivo no supera los niveles previamente establecidos.

El proyecto de Instrucción fue sometido en 2010 a los comentarios de todas las partes interesadas, entre las que figuraron la Comisión Europea, las instituciones nacionales y autonómicas, las empresas operadoras de las instalaciones nucleares españolas, las asociaciones técnicas más relevantes en la materia y las organizaciones sindicales.

Los comentarios recibidos como consecuencia del proceso han sido analizados por el CSN y han dado lugar a la edición de la propuesta de Instrucción que será sometida próximamente a aprobación por el Pleno del CSN y posteriormente a su publicación oficial como requisito previo a su entrada en vigor.

SECCIÓN B

POLÍTICAS Y PRÁCTICAS

SECCIÓN B. POLÍTICAS Y PRÁCTICAS

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

Artículo 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 residuos radiactivos;*
- iv. Prácticas de gestión de residuos radiactivos;*
- v. Criterios empleados para definir y clasificar por categorías los residuos radiactivos.*

B.1. POLÍTICA Y ESTRATEGIA GENERAL EN LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS Y COMBUSTIBLE GASTADO

España cuenta con una infraestructura significativa para la gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, desde el punto de vista administrativo, técnico y económico-financiero. Desde el punto de vista administrativo, existe una organización basada en un marco legislativo relativamente amplio y desarrollado. Desde el punto de vista técnico y económico, las estrategias y acciones a desarrollar en las distintas áreas de actuación de la gestión de los residuos radiactivos están recogidas en los distintos Planes Generales de Residuos Radiactivos (PGRR), que son documentos oficiales en los que el Gobierno establece las líneas generales de la política nacional de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado.

El PGRR se elabora cada cuatro años, o cuando el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC) lo requiera, y constituye el marco de referencia para las estrategias nacionales de gestión de combustible gastado y residuos radiactivos y, según establece en la normativa, ha de contener:

- ✓ Las actuaciones necesarias y las soluciones técnicas previstas para la gestión de los 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, cuyo horizonte temporal se prolonga hasta el año 2070.

El PGRR es elaborado por ENRESA y remitido al MITYC en cumplimiento de lo dispuesto en la normativa vigente¹. Ha de ser elevado por el MITYC al Gobierno, quien previamente solicita comentarios al Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), Comunidades Autónomas, industria y agentes sociales, así como al público en general a través de su publicación en la página Web del MITYC. Tras la aprobación del Gobierno, es comunicado a las Cortes Generales. En la actualidad está vigente el 6º Plan, que fue aprobado por el Consejo de Ministros el 23 de Junio de 2006.

Dentro del primer semestre de cada año, ENRESA debe presentar al MITYC una memoria relativa a las actividades del ejercicio anterior y un estudio económico-financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el PGRR. También, antes del 30 de noviembre de cada año, debe elaborar una justificación técnico-económica del presupuesto del año siguiente y su proyección para los tres años posteriores.

Con objeto de que ENRESA desempeñe las actividades relativas a la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, se establece entre ésta y los productores de residuos una relación contractual, basada en contratos-tipo que deben ser aprobados por el MITYC, donde se definen las condiciones de recepción de los mismos por parte de ENRESA. Por su parte, los productores deben acondicionar los residuos generados según las instrucciones proporcionadas por ENRESA y, en el caso del desmantelamiento y clausura, participar en los planes de clausura y desmantelamiento de sus instalaciones. El plazo de los contratos debe extenderse hasta el final de la vida de las instalaciones, incluyendo su desmantelamiento.

Las actividades de ENRESA están ordenadas en el Real Decreto 1349/2003, de 31 de octubre, y el Fondo para la financiación de sus actividades, está regulado en la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, en la redacción dada por la Ley 11/2009, parcialmente modificada por la Disposición Adicional 15ª de la Ley 2/2011, cuyas principales novedades se detallan en la Sección E de este informe. En la Sección F de este informe se detalla la forma de financiación (Artículo 22.2, titulado “Disponibilidad de Recursos Financieros”).

B.2. CLASIFICACIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS

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 OIEA² y la Comisión Europea³, consta de las siguientes categorías:

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.

² Serie de Seguridad N.º. GSG-1 Clasificación de residuos radiactivos. Guía de Seguridad. (OIEA, Viena, 2009).

³ Recomendación de la Comisión Europea sobre un sistema de clasificación para residuos radiactivos sólidos, 1999/669/EC, EURATOM; 15 de septiembre de 1999.

- ✓ Los denominados Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA) que integra aquellos cuya actividad se debe principalmente a la presencia de radio nucleídos emisores beta o gamma, de periodo de semidesintegración corto o medio (inferior a 30 años) y cuyo contenido en radio nucleidos de vida larga es muy bajo y se encuentra limitado.

Este grupo integra los residuos que pueden ser almacenados temporalmente, tratados, acondicionados y almacenados definitivamente en las instalaciones de “El Cabril” (Córdoba), incluyendo entre ellos al subconjunto de los Residuos de Muy Baja Actividad (RBBA).

- ✓ Los denominados residuos de Alta Actividad (RAA), son los que contienen emisores alfa de vida larga, con período de semidesintegración superior a 30 años, en concentraciones apreciables y pueden generar calor por efecto de la desintegración radiactiva, ya que su actividad específica es elevada. El principal exponente de estos residuos es el combustible gastado (CG) descargado de los reactores nucleares. Adicionalmente, a efectos de gestión integral, se incluyen también en este conjunto aquellos otros residuos de Media Actividad (RMA) que por sus características no son susceptibles de ser gestionados de forma final en las condiciones establecidas para “El Cabril” y requieren instalaciones específicas para ello.

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

TABLA 1.
CLASIFICACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS.

Actividad inicial	Periodo de semidesintegración	
	Vida corta y media	Vida larga
	Principales elementos < 30 años	Principales elementos > 30 años
Muy baja (RBBA)	Almacenamiento en superficie existente: CENTRO DE ALMACENAMIENTO “El Cabril”	Estabilización “in situ” en los emplazamientos mineros
Baja y Media (RBMA)	Almacenamiento en superficie existente: CENTRO DE ALMACENAMIENTO “El Cabril”.	Previsto en Almacén Temporal Centralizado en superficie.
Alta (RAA)	Almacenamiento in situ, incluso con Almacenes Temporales Individuales (ATIs). Previsto en Almacén Temporal Centralizado (ATC) en superficie.	

B.3. GENERACIÓN DE COMBUSTIBLE GASTADO Y RESIDUOS RADIATIVOS

En España se generan residuos radiactivos en las Instalaciones Nucleares (II.NN) y en las Instalaciones Radiactivas (II.RR), además de otros que, ocasionalmente, puedan generarse como consecuencia de actividades específicas (incidentes).

Los orígenes de los residuos que se gestionan, son:

- ✓ Operación de centrales nucleares, (ocho reactores).

- ✓ Operación de la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado (Salamanca).
- ✓ Operación de instalaciones radiactivas con fines industriales, médicos, agrícolas e investigación.
- ✓ Operación de la propia instalación de almacenamiento de “El Cabril”.
- ✓ Reprocesado en Francia del combustible gastado procedente de la central nuclear de Vandellós I.
- ✓ Desmantelamiento de las centrales nucleares *Vandellós I* y *José Cabrera*.
- ✓ Desmantelamiento de instalaciones obsoletas y en desuso en el Centro de Investigaciones Energéticas. Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT).
- ✓ Incidentes producidos ocasionalmente.

Además de lo anterior, dependiendo de la gestión que se decida para el material fisiónable procedente del reprocesado en el Reino Unido del combustible gastado de la central nuclear de Santa María de Garoña, enviado antes de 1983, se considerará o no su gestión como residuo radiactivo.

Adicionalmente, en España se han producido cantidades importantes de estériles procedentes de la minería del uranio y de la fabricación de concentrados, (del orden de unos 75 millones de toneladas de estériles de mina y de unos 14 millones de toneladas de estériles de proceso), con un bajo contenido de radiactividad que, en ocasiones, requieren acciones específicas de gestión.

Al objeto de estimar los volúmenes de residuos que está previsto que se generen como consecuencia de la operación del parque actual de instalaciones nucleares, se contempla el siguiente escenario de referencia:

1. Parque nuclear actual con seis centrales nucleares (8 reactores) y una potencia eléctrica instalada de 7.862 MWe a 31/12/2010.
2. 40 años de vida útil de las centrales nucleares en operación, excepto la C.N. Garoña que tiene prevista su parada en Julio de 2013 (lo que equivale a unos 42 años).
3. Ciclo abierto de combustible, no se contempla la opción del reprocesado del combustible gastado.
4. Estrategia de desmantelamiento total (Nivel 3) de las Centrales nucleares de agua ligera, a iniciar a partir de 3 años después de su parada definitiva. En el caso de la C.N. Vandellós 1, desmantelamiento total una vez finalizado el periodo de latencia.

De acuerdo con las estimaciones a 31/12/2010, el volumen total de residuos radiactivos a gestionar en España, ya acondicionados y susceptibles de ser almacenados de forma definitiva en el Centro de Almacenamiento de “El Cabril”, asciende a unos 173.000 m³ para los RBMA, un 52% de los cuales podría llegar a gestionarse, de forma específica, como RBBA.

Por otra parte, el volumen total de los residuos no susceptibles de su almacenamiento final en “El Cabril” se elevaría, una vez encapsulados, a unos 13.000 m³, de los cuales unos 10.000m³, serían combustible gastado (equivalentes a 6.700 tU) y el resto otros residuos de media o alta actividad procedentes del reprocesado o del desmantelamiento de las centrales nucleares.

De esta cantidad permanecen actualmente almacenados en instalaciones extranjeras los residuos procedentes del reprocesado en Francia del combustible gastado de la central nuclear de Vandellós I, debiendo ser devueltos a España 13 m³ de residuos de alta actividad vitrificados y 670 m³ de residuos de media actividad de distintos tipos, y en su caso, el material fisiónable procedente del reprocesado de la central nuclear de Santa María de Garoña.

El esquema de la [figura 2](#) representa la previsión de producción de residuos radiactivos en España.

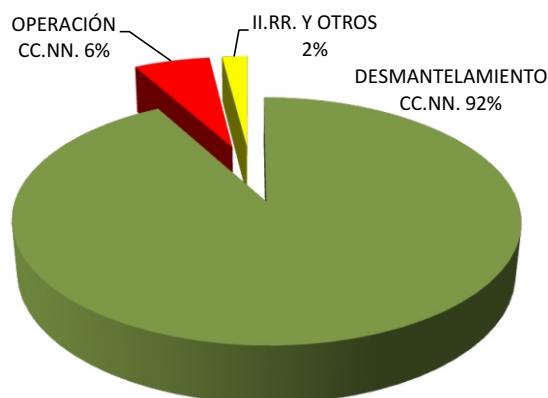


Figura 2. Previsión de producción de residuos radiactivos en España.

La estructura por orígenes de los volúmenes totales de RBBA/RBMA a gestionar en España considerando las que superan el 1% se presenta en la [figura 3](#).

Respecto a los estériles de minería, actualmente ya no quedan instalaciones 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

El vigente PGRR, distingue claramente entre el combustible gastado y los residuos de alta actividad y establece que, en cuanto al combustible gastado, se contempla como opción básica de gestión la de ciclo abierto.

B.4.1. ALMACENAMIENTO TEMPORAL

El objetivo del almacenamiento temporal es proporcionar una capacidad suficiente para albergar el combustible gastado generado por las centrales nucleares españolas hasta disponer de una solución definitiva.

El combustible gastado de las centrales de agua ligera que se genera en el parque nuclear español se viene almacenando en las piscinas de las correspondientes centrales. Ante la saturación prevista de la capacidad de éstas, a lo largo de la década de los noventa se acometió la progresiva sustitución de los bastidores originales de las piscinas por otros más compactos, lo que ha permitido, en la mayoría de los casos, diferir notablemente en el tiempo la necesidad de dotar a las instalaciones de una capacidad de almacenamiento adicional a la de las propias piscinas.

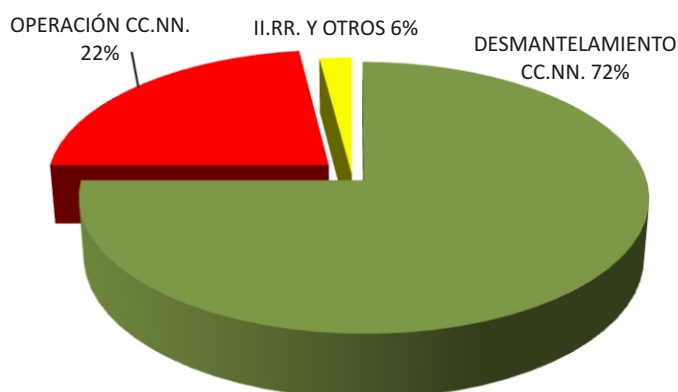


Figura 3. Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA/RBBA).

Sin embargo, algunas centrales nucleares españolas ya cuentan con Almacenes Temporales Individualizados (ATIs) como alternativa o complemento al almacenamiento en las piscinas de las centrales:

- ✓ La central nuclear de Trillo fue la primera en contar, debido a las limitaciones que imponen las características intrínsecas de su diseño, con una instalación de este tipo, construida en el propio emplazamiento de la central, donde el combustible gastado se almacena en contenedores metálicos en seco, y que está en funcionamiento desde el año 2002.

Instalaciones Generadoras de Residuos en España 30-04-2011



Figura 4. Situación de centrales, reactores e instalaciones.

- ✓ La central nuclear de José Cabrera, que cesó definitivamente su explotación el 30 de abril de 2006, cuenta también con un ATI en su propio emplazamiento, cuya autorización de puesta en marcha fue concedida en marzo de 2008. Entre los meses de enero a septiembre de 2009, todo el combustible gastado generado durante la operación de la central nuclear (377 elementos, distribuidos en 12 contenedores) fue transferido al ATI, como paso previo a la autorización de transferencia de titularidad de la misma a ENRESA y el inicio de desmantelamiento, autorizados por Orden ITC/204/2010, de 1 de febrero, del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. La firma de la transferencia de titularidad se produjo el 11 de febrero de 2010.
- ✓ Dado que la saturación de las piscinas de combustible de la central nuclear de Ascó está prevista para 2013 (unidad 1) y 2015 (unidad 2), se ha previsto construir en dicho emplazamiento un ATI, cuyo proceso de licenciamiento consta, como en los casos anteriores, de la aprobación del diseño del contenedor, de acuerdo con el artículo 80 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, (RINR), ya efectuada, y la autorización de modificación de la planta correspondiente a la construcción y operación del ATI (de acuerdo con el artículo 25 del RINR). El proceso de licenciamiento del ATI de Ascó se detalla en el artículo 6.1 de la Sección G de este informe.

Las características de las instalaciones anteriores se detallan en la Sección D.1 de este informe.

La estrategia básica que se contempla en el PGRR para disponer de capacidad adicional de almacenamiento temporal de combustible gastado se centra en la construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC), que albergaría el combustible gastado y los RAA en base a un sistema en seco. Esta solución está avalada por las siguientes consideraciones:

- ✓ Permite abordar la gestión en condiciones óptimas y de un modo unificado para todo el CG, los RAA y los RMA, al tiempo que se independiza la gestión temporal de la definitiva.
- ✓ Dota al sistema de gestión español de capacidad de maniobra ante posibles imprevistos, como la necesidad de desmantelamiento prematuro de alguna central, que pudieran presentarse en el futuro.
- ✓ Reduce el número de instalaciones de almacenamiento de CG, RAA y RMA en España, y consecuentemente el de emplazamientos nucleares dispersos por la geografía española, con la consiguiente disminución de los riesgos y servidumbres asociados a este tipo de instalaciones. Esta reducción sería más significativa con el paso del tiempo, y es particularmente importante en lo que se refiere a la seguridad física de la instalación.
- ✓ Permite liberar para otros usos, sin restricciones, los emplazamientos de las instalaciones nucleares clausuradas.
- ✓ Permite cumplir las cláusulas de devolución de los residuos y materiales del reprocesado del CG en el extranjero.
- ✓ Desde un punto de vista económico, supone una reducción muy significativa del coste del sistema global de gestión temporal de los RAA y RMA, frente a la opción de almacenamiento en cada central y demás almacenes temporales necesarios.
- ✓ Permite racionalizar y optimizar la operación y los servicios de apoyo a la misma.

El emplazamiento en el que estaría ubicada la instalación no requiere unas características especiales, por lo que el diseño de detalle de la instalación se puede adaptar a un gran número de potenciales emplazamientos dentro de la geografía española. En la sección G, [apartado 6.1](#), titulado Previsión de nuevas instalaciones de CG, se describe la solución propuesta para el citado ATC.

B.4.2. GESTIÓN FINAL

Respecto a la gestión final, del combustible gastado y los RAA, debe reseñarse que en España se lleva trabajado desde el año 1985 en el estudio de diferentes opciones de almacenamiento definitivo en profundidad, siguiendo cuatro líneas básicas de acción:

- ✓ Plan de Búsqueda de Emplazamientos (PBE), que se desarrolló hasta 1996. Mediante este Plan se ha recopilado información suficiente para poder concluir que existen en el subsuelo de la geografía española abundantes formaciones graníticas, arcillosas y, en menor medida, salinas, susceptibles de albergar una instalación de almacenamiento definitivo. Además, se ha verificado la existencia de una amplia distribución geográfica de localizaciones que, en principio, podría resultar válidas.
- ✓ Realización de diseños conceptuales de una instalación de almacenamiento definitiva en cada una de las litologías indicadas, buscando la máxima convergencia entre ellas.
- ✓ Desarrollo de los ejercicios de evaluación de la seguridad de los diseños conceptuales, en los que se ha integrado el conocimiento alcanzado en los trabajos y proyectos realizados a partir de los sucesivos planes de I+D de ENRESA, y en los que se pone de manifiesto que los almacenes geológicos permiten cumplir con los criterios de seguridad y calidad aplicables a este tipo de instalaciones.
- ✓ Los planes de I+D de ENRESA han ido evolucionando, adaptándose al programa de gestión de CG/RAA de España. Estos planes han permitido adquirir conocimientos técnicos y formar unos equipos de trabajo nacionales en el desarrollo de la opción del almacenamiento definitivo.

El PGRR vigente indica que se seguirá trabajando en la consolidación y actualización del conocimiento adquirido, aprovechando los desarrollos internacionales en la materia.

B.5. POLÍTICAS Y PRÁCTICAS DE GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS

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 RBMA.

En España se producen RBMA en diferentes actividades e instalaciones (nucleares y radiactivas) reguladas que usan sustancias radiactivas o materiales radiactivos. Incidentalmente, también puede resultar necesario gestionar residuos procedentes de instalaciones que no requieren autorización en el marco normativo de la energía nuclear (tales como acerías, plantas de reciclado de metales...). Para atender a estos últimos casos, se han previsto mecanismos adecuados para recuperar el control de los materiales radiactivos y garantizar la gestión segura de los mismos como residuos cuando aparecen.

Puede decirse que, a día de hoy, España tiene resuelta de forma global la gestión de los RBMA que se estima se producirán dentro del horizonte temporal del PGRR, ya que se dispone de un sistema integrado de gestión, dotado de las capacidades necesarias y configurado en base a las actuaciones de un conjunto de agentes bien identificados, que operan de forma estructurada siguiendo las directrices elaboradas por ENRESA.

Dentro de este sistema, las instalaciones nucleares disponen de capacidades de tratamiento de residuos para acondicionarlos en la propia central de acuerdo con las especificaciones de aceptación de residuos que aplica ENRESA para el Centro de almacenamiento de “El Cabril”. En el resto de los casos, los productores entregan a ENRESA sus residuos en una forma acordada, y es ésta quien realiza las tareas de acondicionamiento necesarias.

El Centro de almacenamiento de “El Cabril” en la provincia de Córdoba, constituye el eje en torno al cual gira el sistema nacional de gestión de los RBMA. Tiene como objetivo fundamental el almacenamiento definitivo de este tipo de residuos en forma sólida, aunque también cuenta con diversas capacidades tecnológicas, tales como instalaciones de tratamiento y acondicionamiento, para procesar los residuos procedentes de las instalaciones radiactivas, así como los resultantes de las retiradas en instalaciones no reguladas. Igualmente se realizan algunos tratamientos complementarios sobre residuos de instalaciones nucleares. El Centro de “El Cabril” dispone, además, de laboratorios de caracterización y verificación de los residuos, que son la base para la realización de los ensayos previstos para la aceptación de los diferentes tipos de residuos y para la verificación de sus características, así como de talleres, laboratorios y otros sistemas auxiliares necesarios para su funcionamiento.

La experiencia acumulada en España en la gestión de RBMA ha permitido identificar las áreas de mejora y definir las actuaciones más idóneas para poder acometer su optimización, actuando sobre aquellos elementos del sistema que son más necesarios en el momento actual o que producen el mayor incremento en su operatividad.

Tras los esfuerzos de los últimos años para mejorar la gestión de los residuos, cuyo ejemplo más representativo ha sido la reducción a menos de un tercio del volumen de RBMA de operación a gestionar, tanto de las centrales nucleares como de las instalaciones radiactivas, de cara al futuro se prevén nuevas mejoras, que se aplicarán de manera coordinada con los productores de residuos, así como un esfuerzo de innovación e investigación en el desarrollo de técnicas de tratamiento que conlleven la reducción del volumen de residuos. También está previsto incidir en el desarrollo complementario de técnicas de descontaminación y medida.

Cabe mencionar la reciente entrada en operación de los sistemas implantados en “El Cabril” para el tratamiento de residuos áridos contaminados, básicamente 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.

Las previsiones del vigente PGRR contemplan la generación a lo largo de los próximos años de un volumen considerable de residuos radiactivos con un contenido en radiactividad muy bajo (RBBA), fundamentalmente procedentes del desmantelamiento de las instalaciones nucleares. Por ello, desde 2008 la instalación de “El Cabril” cuenta con un área específica de disposición de residuos de muy baja actividad formada por una celda con capacidad de almacenamiento de aproximadamente 30.000 m³, a la que se sumarán en un futuro otras tres celdas, hasta completar la capacidad autorizada de 130.000 m³.

En cuanto a la mejora de las capacidades de “El Cabril” y de la disponibilidad de medios para hacer frente a situaciones futuras, destaca la operación del nuevo “edificio auxiliar de acondicionamiento”, proyectado para albergar técnicas de caracterización y de descontaminación de RBMA o nuevos sistemas de tratamiento de residuos que pudieran ser necesarios en el futuro. Asimismo, se contempla un nuevo almacén para fuentes radiactivas en desuso más operativo que el actualmente existente.

En consecuencia, los ejes básicos de las actuaciones de mejora en la gestión de los RBMA son:

- ✓ La coordinación de esfuerzos para minimizar la generación de residuos y su volumen, así como la optimización de la ocupación del volumen disponible en “El Cabril”.
- ✓ La gestión de los RBBA en una instalación complementaria, específicamente diseñada para esta subcategoría de residuos, como parte de la instalación de “El Cabril”.
- ✓ La mejora continua en el conocimiento del residuo y en los métodos y técnicas relativas al comportamiento del sistema de almacenamiento y la evaluación de la seguridad.
- ✓ La mejora de las capacidades tecnológicas disponibles, con objeto de flexibilizar y optimizar los procesos anteriores, así como para la preparación de medios para hacer frente a situaciones futuras.

SECCIÓN C

ÁMBITO DE APLICACIÓN

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 residuos radiactivos cuando los residuos radiactivos provengan de aplicaciones civiles. Sin embargo, esta Convención no se aplicará a los residuos 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 residuos radiactivos a los fines de esta Convención.*
3. *Esta Convención no se aplicará a la seguridad en la gestión de combustible gastado o residuos radiactivos que formen parte de programas militares o de defensa, a menos que la Parte Contratante los defina como combustible gastado o residuos radiactivos para los fines de esta Convención. No obstante, esta Convención se aplicará a la seguridad en la gestión del combustible gastado y de residuos 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:

- ✓ El combustible nuclear gastado procedente de la operación de las centrales nucleares de generación eléctrica y de los reactores de investigación y formación.
- ✓ 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.

- ✓ Los materiales residuales procedentes de las instalaciones de minería de uranio y de las plantas de concentrados.
- ✓ 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.

SECCIÓN D

INVENTARIOS Y LISTAS

SECCIÓN D. INVENTARIOS Y LISTAS

Artículo 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 residuos radiactivos reguladas por esta Convención, su ubicación, finalidad principal y características esenciales;*
- iv) Un inventario de los residuos radiactivos regulados por esta Convención que:*
 - a. se encuentren en el almacenamiento en instalaciones de gestión de residuos 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**

El combustible nuclear gastado se almacena actualmente en las piscinas de las centrales nucleares excepto en los casos de la Central Nuclear de Trillo y de la Central Nuclear de José Cabrera. En la primera, el sistema de piscina se complementa con un almacén de contenedores metálicos en seco. En la central nuclear de José Cabrera, tras su parada definitiva y del inicio de las tareas de preparación para el desmantelamiento, el combustible gastado se trasladó a un almacén temporal en una instalación independiente dentro del propio emplazamiento para su almacenamiento en seco en contenedores de tipo metal-hormigón.

En la [tabla 2](#) se indican las instalaciones existentes.

TABLA 2.
INSTALACIONES EXISTENTES.

Nombre de la instalación	Ubicación (provincia)	Tipo de almacenamiento
CENTRAL NUCLEAR Almaraz I	Cáceres	Piscina
CENTRAL NUCLEAR Almaraz II	Cáceres	Piscina
CENTRAL NUCLEAR Vandellós II	Tarragona	Piscina
CENTRAL NUCLEAR Asco I	Tarragona	Piscina
CENTRAL NUCLEAR Asco II	Tarragona	Piscina
CENTRAL NUCLEAR Cofrentes	Valencia	Piscina
CENTRAL NUCLEAR Sta. M. Garoña	Burgos	Piscina
CENTRAL NUCLEAR Trillo	Guadalajara	Piscina
		Almacén en seco
CENTRAL NUCLEAR José Cabrera	Guadalajara	Almacén en seco

✓ Piscinas

Las piscinas de almacenamiento de las centrales nucleares están ubicadas en el edificio del reactor de Trillo y de Santa María de Garoña. En el resto de las centrales en funcionamiento, las piscinas se encuentran en un edificio contiguo al de contención y ambos están comunicados por el canal de transferencia. Cuando existen dos reactores en el mismo emplazamiento, casos de Almaraz y Asco, cada grupo de la central dispone de su propia piscina. En el caso de la central nuclear 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 centrales nucleares.

En relación al Tercer Informe Nacional, se ha completado la ampliación de la capacidad de la piscina de almacenamiento de Cofrentes mediante la sustitución de los bastidores actuales por otros de alta densidad (re-racking) con los que la capacidad total de almacenamiento se ha visto aumentada en cerca de un 30%

✓ Los almacenes en seco de combustible gastado (centrales nucleares de Trillo y de José Cabrera)

a) Central nuclear de Trillo

El almacén de contenedores de la central nuclear de Trillo funciona desde mediados de 2002. Es una nave en superficie de planta rectangular, con capacidad para albergar 80 contenedores del tipo ENSA-DPT. El interior del almacén está dividido en dos áreas diferenciadas, mediante un muro de blindaje: un área de almacenamiento y un área de acceso. En la primera se sitúan los contenedores colocados en posición vertical. En la segunda área se ubican los servicios necesarios para

el funcionamiento del almacén (instalaciones de carga y descarga, mantenimiento, control de accesos, etc.). El almacén está diseñado como un edificio pasivo que asegura que las funciones del contenedor no se vean afectadas.

El contenedor ENSA-DPT, de tipo metálico, ha sido diseñado para almacenar y transportar de manera segura 21 elementos combustibles PWR 16x16-20 de un reactor de agua ligera tipo Kraftwerk Union (KWU). Su diseño cumple con los requisitos del 10 CFR 72, del Reglamento de transporte seguro de materias radiactivas del OIEA y de la reglamentación española de transporte.

b) Central nuclear de José Cabrera

La central nuclear de José Cabrera fue parada definitivamente en abril de 2006. La alternativa elegida es su desmantelamiento total inmediato de forma que el emplazamiento quede liberado en su totalidad para que pueda ser utilizado sin ningún tipo de restricción. Como paso previo, el combustible gastado almacenado en la piscina ha sido transferido a un almacén temporal en seco construido en el propio emplazamiento de la central.

El sistema elegido, consta de tres componentes diferenciados. Una cápsula metálica multipropósito con capacidad para 32 elementos combustibles que constituye una barrera hermética de confinamiento, un módulo de almacenamiento (híbrido hormigón-acero) en el que se aloja la cápsula para su almacenamiento a largo plazo, y un contenedor de transferencia utilizado para las operaciones de carga, descarga y transferencia de la cápsula. El sistema se completa con el contenedor de transporte previsto para el transporte futuro de la cápsula cargada hasta la instalación en la que se realice la siguiente etapa de gestión.

El almacén temporal es una instalación a la intemperie comunicada con la central mediante un vial de acceso que proporciona el camino para el traslado de los módulos de almacenamiento cargados mediante el vehículo especial previsto a este fin. La instalación consta básicamente de una losa de hormigón armado en la que se apoyan verticalmente los 12 módulos necesarios para acomodar los 377 elementos combustibles de la central. Actualmente se está licenciando una modificación de su diseño para poder alojar cuatro nuevos contenedores con los internos de la vasija y otros RRRR no albergables en el Cabril. El almacén dispone de un doble vallado de protección física y de un vallado de delimitación de la zona de libre acceso. La autorización de puesta en marcha fue concedida en marzo de 2008.

D.2.

INVENTARIO DE COMBUSTIBLE GASTADO

Las cantidades totales de combustible gastado existentes en España a 31 de diciembre de 2010 se muestran en la [Tabla 3](#).

D.3.

INSTALACIONES DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

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

TABLA 3.
INVENTARIO DE COMBUSTIBLE GASTADO.

Nombre de la instalación	Tipos de elementos combustibles	Capacidad total/núcleo de reserva (no. elementos)	CG almacenado (no. elementos)	CG almacenado (tU)
CENTRAL NUCLEAR Almaraz I	PWR 17x17	1804/157	1204	558
CENTRAL NUCLEAR Almaraz II	PWR 17x17	1804/157	1192	553
CENTRAL NUCLEAR Vandellós II	PWR 17x17	1594/157	908	421
CENTRAL NUCLEAR Asco I	PWR 17x17	1421/157	1100	510
CENTRAL NUCLEAR Asco II	PWR 17x17	1421/157	1080	501
CENTRAL NUCLEAR Cofrentes	BWR 8x8, 9x9, 10X10	5404/624	3468	645
CENTRAL NUCLEAR Sta. M. Garoña	BWR 8x8, 9x9, 10X10	2609/400	1985	347
CENTRAL NUCLEAR José Cabrera	PWR 14x14		377	100 ⁽¹⁾
		805/177	516	244
CENTRAL NUCLEAR Trillo	PWR 16x16	ATI con capacidad para 80 contenedores de 21 elementos cada uno	420	199 ⁽¹⁾

(1) Almacenamiento en seco

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

En base a esta definición, no se incluyen en el alcance de esta lista de instalaciones los “pequeños productores”, ya que sus residuos radiactivos son recogidos y procesados por ENRESA en el Centro de almacenamiento de “El Cabril”. Por lo tanto, las instalaciones de gestión de residuos radiactivos son las siguientes:

✓ **Centrales nucleares en operación.**

Todas las centrales nucleares cuentan con instalaciones de tratamiento de sus residuos líquidos y de acondicionamiento de los sólidos – precompactación e inmovilización. Existen también almacenes temporales en cada central para guardar los residuos antes de su transporte al Centro de almacenamiento definitivo de RBMA de “El Cabril”.

✓ **Central nuclear 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 los residuos de grafito procedentes de las camisas de los elementos combustibles, que no pueden ser gestionados en el “El Cabril”.

✓ **Central nuclear de José Cabrera en fase de desmantelamiento.**

La central dispone de sus instalaciones de tratamiento de residuos líquidos y de residuos sólidos que se han continuado empleando tras el cese de la operación de la planta. Los residuos resultantes de algunas tareas de descontaminación, actualmente en curso, se tratan en estas instalaciones y se almacenan temporalmente en la planta antes de ser expedidos a “El Cabril”.

✓ **Fábrica de combustible de Juzbado**

Al igual que las centrales nucleares dispone de una planta de tratamiento de sus residuos líquidos, por desecado e inmovilización en cemento. Para el preacondicionamiento de sus residuos sólidos utiliza precompactación y para el acondicionamiento final emplea inmovilización en cemento. El almacén temporal existente sirve como etapa intermedia antes del transporte de los residuos a “El Cabril”.

✓ **CIEMAT (instalaciones de proceso y almacenamiento temporal)**

El Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT) dispone de autorización para realizar actividades de acondicionamiento de residuos sólidos de baja y media actividad que hayan sido generados en el Centro, y para almacenar provisionalmente fuentes u otro material radiactivo dentro de embalajes de transporte, que cumplan los requisitos establecidos en el Reglamento nacional de transporte de mercancías peligrosas por carretera.

El CIEMAT trata y acondiciona los residuos procedentes de las actividades de investigación desarrolladas en el Centro que están relacionadas, fundamentalmente, con desarrollos para la gestión de residuos radiactivos, seguimiento de materiales y otras actividades que comportan el uso de trazadores y materiales radiactivos.

Durante el periodo cubierto por este Cuarto Informe Nacional, el CIEMAT se ha dotado de una ampliación de las capacidades de almacenamiento temporal para poder almacenar los residuos de muy baja actividad o desclasificables originados en la ejecución del Proyecto PIMIC-Rehabilitación (ver [apartado D.5.](#)) mediante la autorización de uso de edificios preexistentes que han sido acondicionados para este uso.

✓ **Centro de almacenamiento definitivo de residuos de baja y media actividad de “El Cabril”**

El Centro de almacenamiento de “El Cabril”, cuenta con sistemas de tratamiento y acondicionamiento de residuos sólidos y líquidos. Estos sistemas están destinados a tratar y acondicionar todos los residuos que lo necesiten antes de su disposición final en la instalación. Por el tipo de política definida en los Planes Generales de Residuos Radiactivos, la mayoría de los residuos que se tratan y acondicionan en “El Cabril” proceden de instalaciones radiactivas o son generados en la propia instalación, aunque el Centro dispone de los sistemas necesarios para el acondicionamiento final de los residuos procedentes de instalaciones nucleares, previamente a su disposición final en celdas de almacenamiento.

A) Residuos de baja y media actividad (RBMA)

⇒ Tratamiento y acondicionamiento de residuos de instalaciones radiactivas.

Los residuos producidos por los pequeños productores (las instalaciones radiactivas con fines industriales, médicos, agrícolas e investigación) son segregados por éstos en sus instalaciones y posteriormente transportados hasta “El Cabril”. La transferencia del residuo se produce según un acuerdo de retirada que suscriben el productor y ENRESA y que sigue el 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 que cumplan las condiciones requeridas de estabilidad a largo plazo.

“El Cabril” cuenta con una zona de acondicionamiento de pequeños productores en donde existe una caja de guantes para el vaciado de la unidades de contención, una precompactadora a la que son enviados los residuos compactables sin riesgo biológico, un incinerador para 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.

Por otra parte, debido a la existencia de residuos procedentes de incidentes en acerías, se han instalado sistemas de acondicionamiento de los mismos.

⇒ Acondicionamiento final de residuos de grandes productores.

Los grandes productores, (centrales nucleares y fábrica de elementos combustibles), deben acondicionar sus residuos de baja y media actividad en bultos que cumplan con los criterios de aceptación de ENRESA para su transporte hasta el Centro de “El Cabril”, y están acondicionados de manera 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, capaz de conseguir, en términos medios, reducciones de volumen del orden de 3. Los residuos compactados son acondicionados en contenedores de almacenamiento para su disposición final.

⇒ Almacenamiento temporal en el Centro de “El Cabril”.

El Centro de “El Cabril” dispone de dos conjuntos de instalaciones utilizadas para el almacenamiento temporal de residuos sólidos: los “módulos” y el edificio de recepción transitoria. Los primeros son tres edificios construidos durante los años 80 para el almacenamiento temporal de residuos a largo plazo. 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 de almacenamiento. 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. Adicionalmente se dispone de zonas de

almacenamiento temporal en el Edificio Auxiliar de Acondicionamiento, Edificio Tecnológico y Edificio de Acondicionamiento.

⇒ Almacenamiento definitivo en el Centro de “El Cabril”.

El sistema de almacenamiento de residuos de baja y media actividad de “El Cabril” es del tipo de baja profundidad en celdas de almacenamiento. Actualmente existen 28 celdas de almacenamiento. Los bultos de residuos acondicionados se transfieren a las unidades de almacenamiento que cuando están llenas son transportados hasta la plataforma de almacenamiento y colocados dentro de las celdas.

B) Residuos de muy baja actividad (RBBA)

Desde 2008, la instalación de “El Cabril” cuenta con un área específica de disposición de residuos de muy baja actividad formada por una primera celda con capacidad de almacenamiento de aproximadamente 30.000 m³. La celda consiste en un vaso excavado en el terreno sobre el que se han dispuesto una serie de capas de materiales de drenaje o de impermeabilización que impiden la dispersión de los posibles lixiviados en el medio. En el futuro, cuando esta celda esté llena se pretenden construir otras tres hasta completar la capacidad autorizada de 130.000 m³. De esta manera, se pueden disponer definitivamente los materiales contaminados, provenientes sobre todo del desmantelamiento de instalaciones, cuya actividad específica es cientos de veces menor que la de los residuos de baja y media actividad que se almacenan actualmente en la otra zona de “El Cabril”.

Los residuos de muy baja actividad llegan a “El Cabril” en bidones, sacos o contenedores metálicos, y son enviados directamente a la celda o depositados transitoriamente en el Edificio Tecnológico. En este último se dispone de sistemas para el estabilizado mediante inertización o para la optimización de volumen según sea requerido por los distintos residuos enviados.

La [tabla 4](#) contiene la lista de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos, incluyendo su ubicación, propósito y principales características.

D.4.

INVENTARIO DE RESIDUOS RADIATIVOS

La [tabla 5](#) muestra el inventario de residuos radiactivos a 31 de diciembre de 2010.

D.5.

INSTALACIONES EN FASE DE CLAUSURA

✓ Central nuclear de Vandellós 1

La central nuclear de Vandellós 1 estuvo funcionando desde 1972 hasta octubre de 1989 en que sufrió un accidente en su zona convencional. Esta central de tecnología francesa es la única del tipo grafito-gas construida en España. Tras la suspensión definitiva de su permiso de explotación, el Ministerio de Industria y Energía aceptó en 1992 la alternativa de desmantelamiento propuesta por ENRESA. El Plan consistía en el desmantelamiento parcial de la instalación hasta el Nivel 2 del OIEA seguido de un período de latencia de unos 25 años hasta su desmantelamiento total o Nivel 3 según el OIEA.

TABLA 4.
INSTALACIONES DE GESTIÓN DE RRRR.

Nombre de la instalación	Ubicación (Provincia)	Propósito principal	Otras características
CENTRAL NUCLEAR Almaraz I	Cáceres	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
CENTRAL NUCLEAR Almaraz II	Cáceres	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
CENTRAL NUCLEAR Vandellós II	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
CENTRAL NUCLEAR Ascó I	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones para la gestión de los residuos propios por la operación de cada una de las centrales nucleares
CENTRAL NUCLEAR Ascó II	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
CENTRAL NUCLEAR Cofrentes	Valencia	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
CENTRAL NUCLEAR Sta. M ^a . Garoña	Burgos	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
CENTRAL NUCLEAR Trillo	Guadalajara	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
CENTRAL NUCLEAR Vandellós I	Tarragona	Almacenamiento temporal	Instalaciones para almacenar parte de los residuos procedentes del desmantelamiento de la planta
CENTRAL NUCLEAR José Cabrera	Guadalajara	Almacenamiento temporal	
Fábrica de Juzbado	Salamanca	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones para gestionar los residuos tecnológicos de operación de la planta
CIEMAT	Madrid	Acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones dentro del Centro nuclear de Investigación
Centro de "El Cabril"	Córdoba	Almacenamiento temporal	3 módulos hormigón + edificio de Recepción Transitoria
		Disposición final	28 celdas hormigón armado cerca de superficie para RBMA 1 celda en trinchera para RBBA

TABLA 5.
INVENTARIO DE RRRR.

Nombre de la instalación	Tipo de instalación	Tipo de residuo	Volumen (m³)	Principales radionucleidos
C.N. Almaraz I-II	C.N.	RBBA	408	Co-60, Cs-137
		RBMA	1.240	
C.N. Vandellós II	C.N.	RBBA	46	Co-60, Cs-137
		RBMA	181	
C.N. Ascó I-II	C.N.	RBBA	185	Co-60, Cs-137
		RBMA	445	
C.N. Cofrentes	C.N.	RBBA	772	Co-60, Cs-137
		RBMA	1.094	
C.N. Sta. M. Garoña	C.N.	RBBA	22	Co-60, Cs-137
		RBMA	875	
C.N. Trillo	C.N.	RBBA	66	Co-60, Cs-137
		RBMA	68	
C.N. José Cabrera	C.N.	RBBA	306	Co-60, Cs-137
		RBMA	150	
C.N. Vandellós I	C.N.	RBBA	1.372	Co-60, Ni-63
		RBMA	59	
		RAA	2.682	
Fábrica de Juzbado	Fábrica de elementos combustibles	RBBA	203	U-234,U-235,U-238
		RBMA	333	
CIEMAT	Centro de Investigación	RBBA	644	Co-60, Cs-137
		RBMA	89	
Centro de El Cabril	Almacenamiento temporal	RBBA	218	Co-60, Cs-137
		RBMA	2.405	
	Disposición	RBBA	2.087	
		RBMA	27.302	

Disposición RBMA: Equivalente a 67.515 m³ ocupadas por las 6.062 posiciones en celdas (5706 contenedores CE2A y 256 bastidores).

Aunque el proyecto de desmantelamiento finalizó en junio de 2003, no fue hasta enero de 2005 cuando formalmente comenzó la fase de latencia, tras emitirse la Resolución Ministerial correspondiente por parte de la DGPEM. Durante este periodo de latencia, se realizarán las actividades de vigilancia y control que permitan, pasado el periodo de espera establecido, acometer debidamente el desmantelamiento a nivel 3 de la Instalación.

✓ **Central nuclear de José Cabrera.**

La central nuclear José Cabrera dejó de funcionar en abril de 2006, tras la decisión de las autoridades de no renovar su permiso de explotación. La central es del tipo agua a presión (PWR) y potencia reducida (160 MW). Fue la primera central nuclear en explotación en España tras el comienzo de su actividad en el año 1968.

Como se ha indicado anteriormente, la normativa española vigente establece que la responsabilidad de planificar y realizar el desmantelamiento de las centrales nucleares recae directamente sobre la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S. A. (ENRESA), a la que se encomienda también la gestión final del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos que se generen en las mismas. Por este motivo, la Orden Ministerial de 1 de febrero de 2010 también establece que el titular de las actividades de desmantelamiento de la central es ENRESA, por lo que ha sido necesario acometer un proceso de cambio de titularidad de la instalación desde Gas Natural a ENRESA que culminó el 11 de febrero de 2010, fecha a partir de la cual se inicia el desmantelamiento de la instalación.

De acuerdo con la política contenida en el 6º PGRR, la central está siendo desmantelada al nivel 3 del OIEA, con el objetivo de liberar el emplazamiento para cualquier uso.

Como se ha indicado en el [apartado D.1.](#) anterior, el combustible gastado se encuentra actualmente almacenado en un almacén temporal individualizado dentro de los límites del emplazamiento de la central.

✓ **Instalaciones del CIEMAT**

El Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del CIEMAT (PIMIC) consiste en desmantelar algunas instalaciones obsoletas para las que no se prevé ningún uso en el futuro y aprovechar los espacios liberados para desarrollar otras actividades. El Plan, cuyos trabajos se extenderán hasta el año 2013, está controlado y supervisado por el CSN y el MITYC. Durante su ejecución, el CIEMAT mantiene su responsabilidad como titular de la instalación y proporciona el apoyo necesario.

El PIMIC comenzó con las tareas de preparación del emplazamiento, incluyendo las instalaciones auxiliares necesarias para la ejecución de las actividades de desmantelamiento y rehabilitación. Durante el periodo 2006-2010 se ha procedido a las actividades de desmontaje de equipos y sistemas, descontaminación, desclasificación y restauración de las diferentes instalaciones y terrenos.

Las principales instalaciones afectadas por el PIMIC son el reactor experimental JEN-1 y la planta piloto de reproceso de combustibles irradiados, actualmente desmantelados por completo y en fase de descontaminación. Otros elementos también en desmantelamiento son las plantas de almacenamiento y acondicionamiento de residuos líquidos radiactivo, la planta de desarrollo de elementos combustibles para reactores de investigación (totalmente desmantelada y en fase de clausura administrativa), las celdas calientes metalúrgicas, y el laboratorio de metrología de radionucleidos, todos ellos igualmente en pleno proceso de rehabilitación y desmantelamiento.

Igualmente, dentro de PIMIC, se contempla la limpieza y restauración de determinados terrenos afectados por incidentes de contaminación operacionales.

✓ **Explotaciones mineras de Saelices el Chico.**

Los trabajos desarrollados incluyen el desmantelamiento de la Planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio, además de la restauración de las explotaciones mineras de los yacimientos de FE y D que alimentaron, hasta finales de 2000, la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio, actualmente en cese definitivo de explotación.

✓ **Fábrica de Uranio de Andújar.**

Se mantienen 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.

✓ **Plan de restauración de antiguas instalaciones mineras de uranio**

El conjunto de actividades del Plan incluía la restauración de 24 emplazamientos en los que se había realizado alguna actividad minera.

El proyecto 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. Fue dirigido por ENRESA y realizado por ENUSA.

Por otra parte, en el año 2007 ENUSA finalizó en la provincia de Salamanca un nuevo proyecto de restauración de otras dos antiguas minas de uranio explotadas en su día por la extinta Junta de Energía Nuclear (JEN), y cuyos trabajos habían sido iniciados en el año 2006.

TABLA 6.
INSTALACIONES EN DESMANTELAMIENTO.

Instalaciones en desmantelamiento				
Programa	Nombre	Localización	Estado	Ejecución
Proyecto de desmantelamiento de la CENTRAL NUCLEAR 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	Completándose la ejecución	2004-2013
Plan de desmantelamiento y restauración de instalaciones en Saelices el Chico	Instalaciones Elefante y Minas Fé y D	Saelices el Chico	Desmanteladas las instalaciones, trabajos de restauración	2001- 2009
Proyecto de desmantelamiento de la CENTRAL NUCLEAR José Cabrera	CENTRAL NUCLEAR José Cabrera	Zorita de los Canes Guadalajara	Ejecución del Plan de Desmantelamiento y Clausura	2010-2016

D.6.

INSTALACIONES CLAUSURADAS

En el periodo que media entre la realización del 3º Informe Nacional y la de este, no se han otorgado declaraciones de clausura a ninguna instalación, por lo que la situación de instalaciones clausuradas, incluidas en las [tablas 7 y 8](#) de aquel informe, es la misma que en ese 3er Informe Nacional

SECCIÓN E

SISTEMA LEGISLATIVO Y REGULADOR

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.

España cuenta con un marco legislativo, reglamentario y administrativo adecuado para dar cumplimiento a las obligaciones que se derivan de esta Convención. El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC) y el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en colaboración con la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A. (ENRESA), continúan trabajando, cada uno en el ámbito de sus competencias, en la mejora continua del 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.

ARTÍCULO 19

MARCO LEGISLATIVO Y REGULADOR

Artículo 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 residuos 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 las licencias para las actividades de gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos;*

- (iii) *Un sistema de prohibición de la operación de gestión de combustible gastado y de residuos 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 del combustible gastado y los residuos radiactivos.*
3. *Cuando las Partes Contratantes consideren reglamentar los materiales radiactivos como residuos radiactivos, las Partes Contratantes deberán tener en cuenta los objetivos de esta Convención.*

19.1. NOVEDADES EN LAS PRINCIPALES DISPOSICIONES CON RANGO LEGAL QUE REGULAN LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y LOS RESIDUOS RADIATIVOS

En el presente apartado se describen las novedades habidas en las disposiciones normativas con rango de ley del ordenamiento jurídico interno en el ámbito de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos. También se recogen los cambios en la normativa comunitaria, dentro de este ámbito, cuyas disposiciones sean de aplicación directa al ordenamiento jurídico interno o necesiten su transposición al mismo.

LEY 25/1964, DE 29 DE ABRIL, SOBRE ENERGÍA NUCLEAR (LEN)

En el periodo del informe se han revisado varios artículos de esta Ley, que es la principal disposición legal que regula la energía nuclear en España, a través de la aprobación de las siguientes disposiciones:

- a) La disposición adicional tercera de la Ley 12/2011, de 27 de mayo sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos introdujo las siguientes modificaciones en la LEN:
 - ⇒ Se redefine el concepto de “titular de una autorización o explotador” de una instalación nuclear o radiactiva, como la persona física o jurídica que es responsable en su totalidad de dicha instalación, y cuya responsabilidad no podrá delegarse.
 - ⇒ Se introduce el concepto de “seguridad nuclear”, en línea con la definición establecida por la Directiva 2009/71/EURATOM, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares. “Seguridad nuclear” se define como la consecución de condiciones de explotación adecuadas de una instalación nuclear, la prevención de accidentes y la atenuación de sus consecuencias, cuyo resultado sea la protección de los trabajadores y del público en general de los riesgos producidos por las radiaciones ionizantes procedentes de instalaciones nucleares. La nueva definición es coherente con la establecida en la Directiva.
 - ⇒ La Ley dispone, mediante la nueva redacción del artículo 28, que el titular de la autorización de explotación de una central nuclear debe ser una única persona jurídica, de manera que el régimen de responsabilidades técnicas, económicas y lega-

les en la explotación de la central esté claramente definido, sea indelegable, prime en él la seguridad sobre cualquier otra consideración, y favorezca la existencia de una interlocución fluida y directa entre el Organismo regulador y el titular. Asimismo, con el fin de propiciar la transparencia en la explotación y garantizar que los titulares de las autorizaciones de las centrales nucleares cuenten con los recursos necesarios para la explotación segura de las mismas, se requiere que estos titulares tengan como objeto social único la gestión de estas instalaciones, de manera que lleven una contabilidad separada de los ingresos y gastos imputables a cada central, y se les impone la obligación de informar sobre las inversiones y recursos humanos disponibles, y previsiones futuras sobre los mismos.

⇒ Finalmente, se otorga a los titulares un plazo máximo de un año para adaptarse a los nuevos requerimientos definidos en el artículo 28. Para ello, la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, deberá haber aprobado previamente el plan de adaptación presentado por el titular.

b) La disposición final novena de la Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario, añadió un nuevo artículo 38 bis a la LEN, relativo a la gestión de los residuos radiactivos, que se encuentra en vigor desde el 1 de enero de 2010. El objetivo de esta modificación es compilar una serie de aspectos en relación con la gestión de residuos que, aunque ya estaban contemplados en la Ley 54/1997, no habían entrado en vigor por no haberse producido la constitución efectiva de la entidad pública empresarial ENRESA. Asimismo, se establecen nuevas disposiciones derivadas del mantenimiento de ENRESA como sociedad anónima mercantil. En concreto, las principales novedades introducidas por el mismo son las siguientes:

⇒ La gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible gastado, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, se configura como un servicio público esencial, que se reserva a la titularidad del Estado, de conformidad con el artículo 128.2 de la Constitución Española, en virtud del cual, mediante ley, se podrá reservar al sector público recursos o servicios esenciales. La gestión de este servicio público, de acuerdo con el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) aprobado por el Gobierno, es encomendada a ENRESA, para lo cual, ésta se constituye como medio propio y servicio técnico de la Administración, realizando las funciones que le sean encomendadas por el Gobierno.

⇒ Corresponde al Gobierno establecer la política sobre gestión de residuos radiactivos, incluido el combustible gastado, así como el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, mediante la aprobación del PGRR, que le será elevado por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, una vez oídas las Comunidades Autónomas en materia de ordenación del territorio y medio ambiente, y del que dará cuenta posteriormente a las Cortes Generales.

⇒ La tutela de ENRESA corresponde al MITYC, a través de la Secretaría de Estado de Energía, quien lleva a cabo la dirección estratégica y el seguimiento y control de sus actuaciones y planes, tanto técnicos como económicos. Dicho Ministerio podrá ejercer las facultades de expropiación que le sean precisas para el cumplimiento de los fines de ENRESA, la cual tendrá, a tales efectos, la condición de beneficiaria.

⇒ Finalmente, el Estado asume la titularidad de los residuos radiactivos una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo, así como la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear, una vez haya

transcurrido el tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

LEY 54/1997, DE 27 DE NOVIEMBRE, DEL SECTOR ELÉCTRICO

La Ley 54/1997, es el principal instrumento jurídico que regula en su conjunto el sector eléctrico, incluyendo la generación eléctrica de origen nuclear. En lo que se refiere específicamente a la energía nuclear, al margen de los aspectos generales de generación eléctrica, la Ley contempla medidas relativas al tratamiento de las cantidades ingresadas en el Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de los Residuos Radiactivos, así como las compensaciones económicas a las empresas propietarias de los activos nucleares cuya construcción quedó paralizada a través de la Ley 40/1994, de 30 de diciembre, de Ordenación del Sistema Eléctrico.

En el período del informe se han introducido cambios relevantes en esta normativa, particularmente en lo que se refiere a las aportaciones al Fondo, mediante la aprobación de las siguientes disposiciones legales:

- a) Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario.

Además de la adición del artículo 38 bis a la LEN anteriormente mencionada, la disposición final novena de esta Ley modifica en su totalidad la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997 y deroga la disposición adicional sexta bis, al objeto de regular el fondo para la financiación de las actividades del PGRR, y dejando sin efecto las modificaciones parciales efectuadas en dicha disposición adicional en el pasado (a través del Real Decreto Ley 5/2005, la Ley 24/2005 y el Real Decreto Ley 6/2009). La nueva redacción, en vigor desde el 1 de enero de 2010, supone concretar el sistema de tasas introducido en el Real Decreto Ley 6/2009, que, sin embargo, nunca llegó a entrar en vigor. La principal novedad introducida consiste en obligar a los titulares de las instalaciones nucleares a la internalización de los gastos de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, así como el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, independientemente de la fecha de generación de los mismos, con el fin de hacer plenamente efectiva la aplicación del principio de “el que contamina paga”. Como se informó en el Tercer Informe Nacional, la internalización ya había sido introducida por el Real Decreto Ley 5/2005, si bien restringida a los gastos de gestión incurridos a partir del 31 de marzo de 2005. El sistema de financiación se explica bajo el artículo 22.2

- b) Ley 2/2011, de 4 de marzo, de Economía Sostenible.

La disposición adicional decimoquinta de la Ley 2/2011 modifica el apartado 9 cuarto de la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, que regula la tasa por la prestación de servicios de gestión de residuos radiactivos generados por instalaciones radiactivas y otras instalaciones, contemplando los tipos de gravamen y cuota para, además de los tipos de residuos que ya se contemplaban anteriormente, una serie de nuevos tipos de residuos radiactivos.

LEY 6/2010, DE 24 DE MARZO, DE MODIFICACIÓN DEL TEXTO REFUNDIDO DE LA LEY DE EVALUACIÓN DE IMPACTO AMBIENTAL DE PROYECTOS, APROBADO POR EL REAL DECRETO LEGISLATIVO 1/2008, DE 11 DE ENERO

Las modificaciones introducidas con la Ley 6/2010 no suponen cambios en las actividades que deben someterse a evaluación de impacto ambiental, que están recogidas en el Anexo I del Real

Decreto Legislativo 1/2008, entre las que se cuentan las centrales nucleares y otros reactores nucleares, incluidos el desmantelamiento o clausura definitiva de los mismos, así como las instalaciones de reproceso de combustibles nucleares irradiados, y otras instalaciones diseñadas para producción o enriquecimiento de combustible nuclear, gestión de combustible gastado o residuos de alta actividad, almacenamiento definitivo de combustible gastado, exclusivamente almacenamiento definitivo de residuos radiactivos y exclusivamente almacenamiento (proyecto para un período superior a diez años) de combustibles gastados o de residuos radiactivos en un lugar distinto del de producción.

Las modificaciones efectuadas por la Ley 6/2010 responden, por una parte, a las exigencias de la actividad económica (trámites ágiles, incremento de transparencia de las actuaciones en las que intervienen distintos órganos administrativos y mayor eficacia en la realización de la evaluación ambiental), y, por otra parte, a la liberalización del sector de los servicios a que responde la Directiva 2006/123/CE del Parlamento Europeo y del Consejo, de 12 de diciembre, relativa a los servicios en el mercado interior.

DIRECTIVA 2009/71/EURATOM DEL CONSEJO, DE 25 DE JUNIO DE 2009, POR LA QUE SE ESTABLECE UN MARCO COMUNITARIO PARA LA SEGURIDAD NUCLEAR DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES

Esta Directiva EURATOM establece un marco comunitario para mantener y promover la mejora continua de la seguridad nuclear y su regulación, y garantizar que los Estados miembros adopten disposiciones nacionales adecuadas para un alto nivel de seguridad nuclear en la protección de los trabajadores y del público en general contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes procedentes de las instalaciones nucleares. Se aplica a cualquier instalación nuclear civil que opere con arreglo a una licencia que dote de responsabilidad sobre el emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio y explotación o clausura de una instalación nuclear, en todas las fases cubiertas por la misma. Por instalación nuclear se entiende toda instalación de enriquecimiento, fabricación de combustible nuclear, central eléctrica nuclear, reactor de investigación o instalación de almacenamiento de combustible gastado, así como instalación de almacenamiento de residuos radiactivos que se encuentren en el mismo recinto y estén directamente relacionadas con las anteriores.

La Directiva se centra en una serie de objetivos operacionales:

- ✓ Refuerzo del papel de los reguladores nacionales y de su independencia;
- ✓ Responsabilidad del titular de la licencia en materia de seguridad bajo el control del organismo regulador;
- ✓ Prioridad de la seguridad;
- ✓ Transparencia en las cuestiones relacionadas con la seguridad de las instalaciones y su gestión; y
- ✓ Realización de autoevaluaciones periódicas de los marcos nacionales y autoridades reguladoras competentes, y revisiones inter-pares.

La Directiva otorga un plazo a los Estados miembros para la transposición de las disposiciones de la misma al derecho interno hasta el 22 de julio de 2011. El marco normativo español actual da cumplimiento a lo establecido en la Directiva, por lo que no se ha requerido la aprobación de disposición nueva alguna. Las disposiciones de la Directiva están incluidas, fundamentalmente, en la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear, la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, modificada por la Ley 33/2007, de 7 de noviembre, y la Ley 27/2006, de 18 de julio, por la que se regulan los derechos de acceso a la información,

de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente; y en sus disposiciones de desarrollo (fundamentalmente el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, y modificado por Real Decreto 35/2008, de 18 de enero; el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear, aprobado por Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre; y diversas Instrucciones del Consejo, que, en virtud del artículo 2.a) de la Ley 15/1980, son normas técnicas en materia de seguridad nuclear y protección radiológica que tienen carácter vinculante para los sujetos afectados por su ámbito de aplicación, una vez notificadas o, en su caso, publicadas en el Boletín Oficial del Estado).

19.2. NOVEDADES EN LAS DISPOSICIONES DE RANGO REGLAMENTARIO

En el período que cubre el informe el Gobierno ha aprobado varias disposiciones con rango reglamentario en materia de energía nuclear, y revisado otras. Seguidamente se reseñan los aspectos más relevantes de las disposiciones reglamentarias nuevas o revisadas:

REAL DECRETO 243/2009, DE 27 DE FEBRERO, POR EL QUE SE REGULA LA VIGILANCIA Y CONTROL DE TRASLADOS DE RESIDUOS RADIATIVOS Y COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO ENTRE ESTADOS MIEMBROS O PROCEDENTES O CON DESTINO AL EXTERIOR DE LA COMUNIDAD

Mediante este Real Decreto se incorpora al derecho español la Directiva 2006/117/EURATOM del Consejo, de 20 de noviembre, relativa a la vigilancia y al control de los traslados de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado. Con éste se adopta un régimen común y obligatorio de autorización previa para los traslados de residuos radiactivos o de combustible gastado entre Estados miembros y los traslados que entren o salgan de la Comunidad, estableciendo los procedimientos de actuación y de intercomunicación necesarios entre las autoridades competentes de los Estados miembros, con el fin de que cualquier traslado de estos materiales cuente con su conocimiento y aprobación. No se aplica a los traslados de fuentes en desuso a un suministrador o fabricante de fuentes radiactivas o a una instalación reconocida, ni a los materiales radiactivos que se recuperen, mediante reprocesamiento, para ser reutilizados. Tampoco a los traslados de residuos que contengan únicamente material radiactivo natural que no resulte de prácticas. El Real Decreto deroga el anterior Real Decreto 2088/1994, de 20 de octubre, mediante el que se incorporaba a la normativa española la Directiva 92/3/EURATOM del Consejo, de 3 de febrero de 1992, que ha sido sustituida por la referida Directiva 2006/117/EURATOM.

Las novedades que presenta este Real Decreto se refieren, principalmente, a la simplificación y clarificación de los procedimientos a seguir, la ampliación de su campo de aplicación a las transferencias de combustible gastado, no sólo en el caso de que éste vaya a ser destinado al almacenamiento definitivo, sino también cuando se destine al reprocesamiento (lo cual no estaba incluido en el ámbito de aplicación de la Directiva 92/3/EURATOM y, desde la perspectiva de la protección radiológica, carecía de justificación), y la adaptación de lo dispuesto en otras disposiciones comunitarias e internacionales aprobadas después de la entrada en vigor del Real Decreto derogado, fundamentalmente la Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos, y la Directiva 2003/122/EURATOM, sobre el control de fuentes radiactivas selladas de alta actividad y fuentes huérfanas.

El Real Decreto presenta un capítulo referido a los traslados intracomunitarios y otro a los traslados extracomunitarios. Mientras que los traslados intracomunitarios están sometidos a una normativa basada en principios fundamentales establecidos en el ámbito comunitario y referi-

dos a la seguridad del transporte de estos materiales y a las condiciones en que éstos son almacenados (de manera definitiva o no), en el caso de los traslados extracomunitarios se tiene en cuenta que, cuando los materiales vayan a salir de la Unión Europea, el tercer Estado de destino, además de contar con los recursos técnicos, administrativos y la estructura reglamentaria necesaria para gestionar con seguridad dichos materiales, también debe estar informado del traslado y dar su consentimiento.

La autoridad competente para expedir las correspondientes autorizaciones, y prestar los consentimientos oportunos en caso de caso de gestión de la autorización por otro Estado miembro, es la Dirección General de Política Energética y Minas del MITYC, previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

REAL DECRETO 1440/2010, DE 5 DE NOVIEMBRE, POR EL QUE SE APRUEBA EL ESTATUTO DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Este Real Decreto viene a sustituir al anterior Real Decreto 1157/1982, de 30 de abril, por el que se aprobaba el Estatuto del CSN, y que necesitaba actualización para adaptarse a los cambios introducidos por la legislación que ha ido surgiendo posteriormente (Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del CSN).

En un principio, se realizan cambios en la estructura del CSN, que se recogen más detalladamente en el artículo 20.2. Se definen el Pleno del Consejo y la Presidencia como órganos superiores de dirección del Organismo, relacionados en base al principio de cooperación y respeto al ejercicio legítimo de sus respectivas competencias.

Además de una nueva estructura organizativa, para cumplir las funciones que, tanto la Ley 33/2007, como otras normas con rango legal le han asignado al CSN, en especial sobre publicidad de sus actuaciones, información a la opinión pública y participación de los ciudadanos, el Estatuto desarrolla especialmente la previsión de la Ley 33/2007, sobre las funciones, composición y funcionamiento del “Comité Asesor para la información y participación pública”. Sus miembros fueron designados por Resolución de la Presidenta del CSN de 15 de enero de 2011 y representan a la sociedad civil, el mundo empresarial, los sindicatos y la Administración local, regional y estatal. El Comité se encargará de emitir recomendaciones al CSN para garantizar y mejorar la transparencia y proponer las medidas que incentiven el acceso a la información y la participación ciudadana en las materias competencia del CSN, todo ello sin carácter vinculante. Se reunirá al menos, una vez al semestre en sesión ordinaria, existiendo la posibilidad de reunirse también en sesión extraordinaria.

En cuanto al deber de información a las Instituciones Públicas, como a Las Cortes Generales, se incluye la necesidad de informar a los Parlamentos autonómicos de aquellas Comunidades Autónomas en cuyo territorio radiquen instalaciones nucleares, sobre el desarrollo de sus actividades; también se regula la obligación de mantener informados a los Gobiernos autonómicos y ayuntamientos concernidos, de las circunstancias o sucesos que afecten a la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas o a la calidad radiológica del medio ambiente.

Se desarrolla también en el Estatuto, la capacidad del CSN de elaboración de las Instrucciones, Guías de seguridad y Circulares de carácter técnico que ya se preveía en la Ley 15/1980.

Por otra parte, y como consecuencia de la novedad introducida por la Ley 33/2007, se incluye en el Estatuto del CSN, la comunicación a este Organismo, por las personas físicas o jurídicas al servicio de las instalaciones nucleares y radiactivas, de hechos relacionados con la seguridad nuclear o protección radiológica. La Dirección Técnica competente por razón de la materia, que garantizará la confidencialidad del comunicante, iniciará, instruirá y resolverá un procedimiento dirigido a la comprobación de los hechos comunicados y a la adopción, en su caso, de las me-

didadas correctoras pertinentes. Para ello, se realizarán las inspecciones e investigaciones necesarias para clarificar los hechos.

19.3. NOVEDADES EN LAS DISPOSICIONES NORMATIVAS DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

La capacidad normativa del CSN se establece en el artículo 2 de su Ley de creación, Ley 15/1980, de 22 de abril, que le faculta para proponer al Gobierno las reglamentaciones necesarias en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, así como las revisiones que considere convenientes. Asimismo, puede elaborar y aprobar las Instrucciones, Circulares y Guías de carácter técnico relativas a las instalaciones nucleares y radiactivas y a las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica, así como con la protección física de instalaciones y materiales nucleares y radiactivos. Estas funciones se desarrollan de forma más extensa en el nuevo Estatuto del CSN (Real Decreto 1440/1010).

Si bien las Circulares y Guías son documentos técnicos de carácter informativo o recomendatorio, las Instrucciones son normas de obligado cumplimiento. Desde el año 2008 se han publicado 15 nuevas Instrucciones, afectando al ámbito de la Convención las siguientes:

1. INSTRUCCION IS-19 del CSN, de 22 de octubre de 2008, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares.

Tiene por objeto identificar los requisitos aplicables para establecer, implantar, evaluar y mejorar de forma continuada un sistema de gestión de las instalaciones nucleares, que integre la seguridad, la prevención de riesgos laborales, la protección medioambiental, protección física, la calidad y los aspectos económicos, para garantizar que la seguridad es tenida en cuenta, de forma adecuada, en todas las actividades de la organización. El objetivo de los requisitos del sistema de gestión es garantizar que la seguridad no se vea comprometida, considerando las implicaciones de todas las actuaciones, pero no en el marco de distintos sistemas de gestión por separado, sino de forma integrada con respecto a la seguridad. La Instrucción aplica al establecimiento, la puesta en práctica, la evaluación y la mejora continua del sistema de gestión de las instalaciones nucleares, a lo largo de toda su vida: selección del emplazamiento, diseño, construcción, pruebas, puesta en marcha, explotación, desmantelamiento y clausura.

2. INSTRUCCIÓN IS-20 del CSN, de 28 de enero de 2009, sobre requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado.

Tiene por objetivo establecer los requisitos de seguridad nuclear y protección radiológica que deben cumplirse en el diseño de contenedores de combustible gastado para su uso en instalaciones de almacenamiento temporal autorizado, definir la documentación necesaria y garantizar que las interdependencias entre el diseño, la fabricación y el uso se realizan adecuadamente.

3. INSTRUCCIÓN IS-26 del CSN, de 16 de junio de 2010, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares.

Es una norma marco que establece una base reguladora para la mejora continua de la seguridad en las instalaciones de enriquecimiento, fabricación de combustible nuclear, almacenamiento de combustible gastado y en las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos que se encuentren en el mismo recinto y estén directamente relacionadas con las instalaciones enumeradas anteriormente. Se trata de consolidar los requisitos que ya se venían estableciendo en las autorizaciones de explota-

ción de las instalaciones, así como de aplicar los estándares de seguridad desarrollados en el ámbito de la OIEA y WENRA.

4. INSTRUCCIÓN IS-29, de 2 de noviembre de 2010, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad.

Establece los requisitos básicos de seguridad que deben cumplirse en el diseño, fabricación, construcción, pruebas, funcionamiento y análisis de seguridad de las instalaciones nucleares de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad. Para ello se debe minimizar la generación de residuos radiactivos, el diseño de la instalación deberá permitir la recuperación del combustible gastado y de los residuos en cualquier momento para la inspección, reacondicionamiento, expedición o transferencia a otra instalación o modo de gestión. Requisitos para el diseño de los contenedores de combustible gastado o bultos de residuos de alta actividad para garantizar la operación segura, evitar daños, y establecer medidas para su fácil mantenimiento y reparación.

19.4. OTROS ASPECTOS DEL MARCO REGULADOR

RÉGIMEN DE AUTORIZACIÓN DE INSTALACIONES

El régimen de autorización de las instalaciones nucleares y radiactivas continúa siendo, en su esencia, el mismo que se venía utilizando y que se describe exhaustivamente en el [Anexo B](#).

Adicionalmente, de acuerdo con las previsiones del Plan General de Residuos Radiactivos, en el periodo del informe se ha iniciado el proceso de selección de un emplazamiento de Almacén Temporal Centralizado (ATC) de combustible gastado y residuos de alta actividad. Si bien el procedimiento de autorización de esta instalación debe regirse por el régimen general aplicable a las instalaciones nucleares, el procedimiento para la selección de los municipios candidatos a albergar el emplazamiento del ATC fue descrito por Resolución de 23 de diciembre de 2009, de la Secretaría de Estado de Energía del MITYC, que se describe con más detalle en el [artículo 6](#) de la Sección G de este informe.

SISTEMA DE INSPECCIÓN Y EVALUACIÓN DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES Y RADIATIVAS

La Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del CSN, modificada por la ley 33/2007, de 7 de noviembre, establece las funciones que este Organismo tiene, como garante de la seguridad nuclear y la protección radiológica. Entre ellas se encuentra la inspección de instalaciones nucleares y radiactivas, durante las distintas fases que van desde su proyecto hasta su clausura, debiendo el CSN en esta última fase, inspeccionar los planes, programas y proyectos necesarios para el desarrollo de la gestión de los residuos radiactivos. La actividad inspectora no se ha modificado con la nueva Ley, que introduce como novedad en este ámbito, la colaboración con las autoridades competentes en el desarrollo de las inspecciones de salvaguardias nucleares derivadas de los compromisos contraídos por el Estado español.

Las actividades de inspección se complementan con la evaluación de las instalaciones, para lo cual el CSN emite informes al MITYC, como paso previo a la resolución que éste debe adoptar para conceder las autorizaciones para las instalaciones nucleares y radiactivas, así como para to-

das las actividades relacionadas con la manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de sustancias nucleares y radiactivas. Las actas de inspección realizadas por el CSN se publican en su página Web, previa eliminación de los datos que puedan afectar a la confidencialidad legalmente o que no pueden ser divulgados por estar protegidos legalmente, por afectar a la intimidad de las personas, la defensa nacional y la seguridad pública, el secreto comercial o industrial, los derechos de propiedad intelectual, o por la existencia de procesos sancionadores o disciplinarios en curso, entre otros.

RÉGIMEN SANCIONADOR EN MATERIA DE INSTALACIONES NUCLEARES

El régimen sancionador en materia de energía nuclear se establece en el Capítulo XIV (artículos 85 a 93) de la Ley 25/1964, en la redacción dada por la Ley 33/2007, que supuso una concreción y mejora de redacción de los supuestos constitutivos de infracción, actualización al alza de la cuantía de las sanciones, y revisión de algunos de los criterios técnicos aplicables para la calificación de las sanciones y aspectos puntuales del procedimiento de tramitación administrativa de los expedientes. Los aspectos principales del régimen sancionador se describieron en el tercer informe nacional.

Corresponde al CSN, entre otros, proponer la iniciación del expediente sancionador, respecto de aquellos hechos que puedan ser constitutivos de infracción en materias de seguridad nuclear, protección radiológica y protección física, debiendo ponerlo en conocimiento del órgano al que corresponde la incoación del expediente, que es la Dirección General de Política Energética y Minas del MITYC. Cuando se haya iniciado un expediente sancionador en estas materias que no haya sido a propuesta del CSN, o que siéndolo, consten en dicho procedimiento otros datos además de los comunicados por éste, el CSN emitirá un informe preceptivo en el plazo de 3 meses, para la adecuada calificación de los hechos.

El plazo máximo para tramitar y notificar la resolución del expediente por parte del órgano sancionador es de 1 año, contemplándose la posibilidad de suspender este plazo, hasta un máximo de tres meses, cuando el CSN deba emitir informe una vez iniciado el procedimiento.

ASIGNACIÓN DE RESPONSABILIDADES

La asignación de funciones y responsabilidades dentro del ordenamiento jurídico en materia de energía nuclear, continúa siendo esencialmente el mismo que existía anteriormente, tal y como se describe en la Sección A de este informe. Las competencias y funciones del MITYC en materia de energía nuclear, no se han visto alteradas durante el período del informe y son las previstas en el Real Decreto 1226/2010, de 1 de octubre, por el que se desarrolla la estructura orgánica básica del citado Ministerio, y que deroga al anterior Real Decreto 1182/2008, de 11 de julio. Dichas funciones no han experimentado modificaciones relevantes desde el Real Decreto 1554/2004, de 25 de junio, si bien la Secretaría General de Energía ha sido sustituida por la Secretaría de Estado de Energía, asumiendo por lo tanto sus competencias, y dependiendo de ésta la Dirección General de Política Energética y Minas, tal como se describe en el [apartado 20.1](#) de este Informe..

En cuanto al Consejo de Seguridad Nuclear, sus competencias y funciones tampoco se han modificado sustancialmente en cuanto a sus aspectos generales, recogidos en su Ley de creación, si bien han sido recientemente desarrollados a través de su nuevo Estatuto, aprobado por Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre, que se describe en el [apartado 20.1](#) de este Informe.

Por último, la gestión de residuos radiactivos, incluido el combustible gastado y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones, como se ha comentado previamente, constituye un servi-

cio público esencial que se reserva a la titularidad del Estado, encomendándose a ENRESA, que se constituye como medio propio y servicio técnico de la Administración, en virtud del artículo 38 bis de la Ley de Energía Nuclear, en la redacción dada por la Ley 11/2009. Las responsabilidades atribuidas a ENRESA continúan siendo las establecidas en el Real Decreto 1349/ 2003, que se circunscriben en el ámbito de la gestión de los residuos radiactivos en todas sus formas, incluyendo el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas y actividades vinculadas con ella, tales como la gestión del Fondo para la financiación del PGRR, el desarrollo de planes de investigación y desarrollo, el establecimiento de sistemas para la recogida, transferencia y transporte de los residuos, el desarrollo de estudios técnicos y económicos y la actuación en caso de emergencias nucleares y radiológicas como apoyo a las autoridades competentes.

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 residuos radiactivos como en su reglamentación.*

La función reguladora en el ámbito de la energía nuclear en España corresponde a las siguientes autoridades que, al amparo de lo establecido en la legislación vigente, actúan según sus competencias dentro del ámbito de aplicación de la Convención:

- ✓ **El Gobierno**, a quien corresponde definir la política energética y la de gestión de los residuos radiactivos, así como dictar normas reglamentarias a propuesta de los ministerios con competencias en estas materias.
- ✓ **El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC)**, que es el Departamento ministerial de la Administración Central del Estado al que corresponde otorgar, modificar, suspender o revocar las autorizaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas¹, sujeto a los informes preceptivos y, en su caso, vinculantes² del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en lo que respecta a la seguridad nuclear y protección radiológica así como a los informes que deban emitir otros Departamentos u

¹ En el caso de las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, corresponde a las Comunidades Autónomas el ejercicio de las funciones ejecutivas del MITYC cuando éstas hayan sido transferidas en virtud de una disposición legal.

² Los informes del CSN son vinculantes siempre que sean negativos o siendo positivos en cuanto a las condiciones que se determinen.

Órganos de la Administración Central en otras materias con arreglo a lo dispuesto en su normativa específica¹. Asimismo le corresponde elevar al Gobierno propuestas reglamentarias que desarrollen la legislación vigente, adoptar disposiciones de desarrollo de los reglamentos del Gobierno y aplicar el régimen sancionador en materia de energía nuclear.

- ✓ Los Gobiernos de aquellas **Comunidades Autónomas** a las que, en virtud de una disposición legal², se hayan transferido las funciones ejecutivas atribuidas al MITYC.
- ✓ El **Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)**, que de acuerdo con lo dispuesto en su Ley de creación, Ley 15/1980, de 22 de abril, modificada por la Ley 33/2007, es el único organismo competente del Estado en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, siendo un ente de Derecho Público independiente de la Administración General del Estado, con personalidad jurídica y patrimonio propio.

El CSN para el ejercicio de las competencias y funciones establecidas en la legislación, precisa relacionarse con las Cortes Generales (Congreso y Senado) y con el Gobierno, así como con los departamentos ministeriales competentes de éste último y los Gobiernos Autonómicos.

Respecto a la relación con las Cortes, la Comisión competente del Congreso de los Diputados realiza el seguimiento de los asuntos del CSN, a través de la comparecencia periódica y a petición del Congreso o a petición propia, para informar sobre asuntos relevantes. La Comisión puede requerir, asimismo, la comparecencia de otras autoridades públicas o de entidades vinculadas a la energía nuclear. A raíz de dichas comparecencias, el Congreso de los Diputados, a propuesta de la Comisión, puede instar al Gobierno, al MITYC o al CSN, según la materia de que se trate, a establecer determinadas medidas o a iniciar procedimientos normativos. Análogamente, el CSN comparece ante la Comisión competente del Senado, a petición de dicha institución o petición propia para informar en materia de su competencia.

Por otro lado, el CSN se relaciona con el Gobierno fundamentalmente a través del MITYC (de conformidad con el Real Decreto 1226/2010, de 1 de octubre), para todo lo que se refiere a la tramitación de las autorizaciones en todas las fases de selección de emplazamiento, construcción, puesta en marcha, operación y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas. Corresponde al MITYC solicitar los informes preceptivos, y en algunos casos vinculantes al CSN, en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, previamente al otorgamiento de cualquier tipo de autorización de las instalaciones. El CSN propondrá al Gobierno la nueva reglamentación y la revisión de la existente en materia de seguridad nuclear, protección radiológica, así como en protección física de instalaciones y materiales nucleares y radiactivos, en colaboración con las autoridades competentes, y la que resulte necesaria de acuerdo con las obligaciones internacionales que se contraigan en este ámbito. Asimismo, el CSN podrá proponer la iniciación de los expedientes sancionadores que corresponda.

El CSN se relaciona, asimismo, con otros departamentos ministeriales, tanto para el mejor ejercicio de sus funciones, como para la cooperación en ámbitos de interés común. Además de con el MITYC, los principales departamentos ministeriales con los que se relaciona el CSN son:

¹ La regulación en materia de protección física de los materiales nucleares es una materia compartida entre el MITYC, el Ministerio del Interior y el CSN, siendo cada institución responsable del ejercicio de las funciones que le corresponden de conformidad con las respectivas competencias. La reglamentación vigente establece que el Ministerio del Interior y el CSN deben remitir al MITYC informes previos al otorgamiento de las autorizaciones de protección física que otorgue este último.

² Concretamente, en el caso de las Comunidades Autónomas de Cataluña, País Vasco, Islas Baleares, Murcia, Extremadura, Asturias, Madrid, Galicia, Cantabria, Islas Canarias, Ceuta, Navarra, Valencia, Castilla y León, La Rioja y Aragón (en ésta última el Real Decreto de transferencia se aprobó en 2010 – Real Decreto 252/2010, de 5 de marzo).

- ✓ Ministerio de Medio Ambiente y Medio Rural y Marino: El CSN participa en el procedimiento para la declaración de impacto ambiental, en lo relativo a la evaluación del impacto radiológico ambiental de las instalaciones que puedan provocar un impacto de este tipo.
- ✓ Ministerio del Interior y Ministerio de Defensa, en materia de gestión de emergencias, protección física y protección civil ante riesgo radiológico.
- ✓ Ministerio de Educación, en materia de formación de profesores de enseñanza secundaria.
- ✓ Ministerio de Sanidad y Política Social: El CSN colabora con el Ministerio en materias relacionadas con la protección radiológica (protección del paciente, de los trabajadores, del público y del medio ambiente).

Además, debe subrayarse que tanto el MITYC como el CSN mantienen relaciones, en sus respectivos ámbitos de competencias, con los Parlamentos y Gobiernos de las Comunidades Autónomas.

En primer lugar, en lo que respecta al MITYC, la legislación española prevé la posibilidad de que algunas de las competencias que corresponden a la Administración Central sean transferidas a las Comunidades Autónomas. Como ya se ha adelantado previamente, diversas Comunidades Autónomas ejercen funciones ejecutivas originalmente atribuidas al MITYC por el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, en relación con las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Adicionalmente, el MITYC está obligado a dar traslado a aquellas Comunidades Autónomas en las que se encuentren ubicadas instalaciones, o cuyo territorio sea parte de la zona de actuación del Plan de Emergencia Nuclear de las instalaciones, de la información presentada en sus solicitudes de autorización, así como de las solicitudes de transferencia de las autorizaciones, al objeto de que puedan plantear las alegaciones oportunas.

Por otra parte, en lo que respecta al CSN, de conformidad con lo dispuesto en la Ley 15/1980, en su redacción dada por la Ley 33/2007, éste puede encomendar a las Comunidades Autónomas el ejercicio de funciones que le estén atribuidas con arreglo a los criterios generales que para su ejercicio el propio CSN acuerde. Estos acuerdos de encomienda son sin perjuicio del ejercicio de las competencias atribuidas al CSN en la legislación, que permanecen bajo su responsabilidad. En el momento presente, el CSN tiene acuerdos de encomiendas con las Comunidades Autónomas de Asturias, Canarias, Cataluña, Galicia, Islas Baleares, Murcia, Navarra, País Vasco y Valencia.

De acuerdo con la reforma introducida por la Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980 del CSN, un representante de las Comunidades Autónomas que tengan instalaciones nucleares en su territorio o que mantengan Acuerdos de encomienda con el CSN, formará parte del “Comité Asesor para la información y participación pública sobre seguridad nuclear y protección radiológica”.

Por último, añadir que según el Estatuto del CSN, éste mantendrá puntualmente informados al Gobierno, al Congreso y al Senado, a los Gobiernos y Parlamentos autonómicos y a los Ayuntamientos concernidos, de cualquier circunstancia o suceso que afecte a la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas o a la calidad radiológica del medio ambiente en cualquier lugar dentro del territorio nacional. Además, el CSN debe remitir anualmente a los Parlamentos autonómicos de aquellas Comunidades Autónomas en cuyo territorio estén radicadas instalaciones nucleares un informe sobre sus actividades.

20.1. ESTRUCTURA, COMPETENCIAS Y FUNCIONES DEL MINISTERIO DE INDUSTRIA, TURISMO Y COMERCIO

20.1.1 ESTRUCTURA ORGÁNICA

La vigente estructura orgánica básica de los departamentos ministeriales del Gobierno se establece mediante el Real Decreto 495/2010, de 30 de abril, modificado, entre otros, por el Real Decreto 940/2010 de 23 de julio, asignándose al MITYC los siguientes órganos superiores:

- ✓ La Secretaría de Estado de Energía
- ✓ La Secretaría General de Turismo y Comercio Interior
- ✓ La Secretaría de Estado de Comercio Exterior
- ✓ 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

Las principales modificaciones experimentadas por la estructura orgánica básica del MITYC en relación al tercer informe nacional han sido las siguientes: por una parte, la Secretaría de Estado de Turismo y Comercio se ha disgregado en la Secretaría de Estado de Comercio Exterior y la Secretaría General de Turismo y Comercio Interior, y, por otra parte, la Secretaría General de Energía ha sido sustituida por la Secretaría de Estado de Energía, que asume las competencias atribuidas a la Secretaría General.

La estructura orgánica básica del MITYC se desarrolla en el Real Decreto 1226/2010, de 1 de octubre, que deroga el anterior Real Decreto 1182/2008, de 11 de julio, y en el mismo se establece que la Secretaría de Estado de Energía es el Órgano superior en materia de energía, y dentro de ésta, la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEyM), que es el Órgano directivo que desarrolla, en el ámbito específico de la energía nuclear, las funciones que se detallan en el apartado siguiente.

Dentro de la DGPEyM, la Subdirección General de Energía Nuclear (SGEN) se encarga de la ejecución práctica de dichas funciones. Adicionalmente, la SGEN se relaciona con otros órganos directivos y servicios generales del MITYC, integrados dentro y fuera de la Secretaría de Estado de Energía, para el ejercicio de sus funciones, tales como la Secretaría General Técnica para la tramitación de propuestas normativas, la Abogacía del Estado para apoyo y consultas jurídicas, la Subdirección General de Relaciones Internacionales y Cooperación en cuanto a la relación con las Representaciones Permanentes de España ante los Organismos Internacionales especializados en energía nuclear, o la nueva Subdirección General de Relaciones Energéticas Internacionales, creada al objeto de acometer funciones de coordinación y gestión de los asuntos y procesos energéticos internacionales, participación en distintos foros internacionales, participación en la elaboración de la actividad normativa comunitaria o seguimiento de políticas energéticas comunitarias (incluidas la nuclear), entre otras competencias.

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, junto con un esquema de bloques con la estructura de áreas y servicios funcionales de la SGEN.

20.1.2. COMPETENCIAS Y FUNCIONES

De acuerdo con el ordenamiento jurídico vigente, el MITYC es una de las autoridades con competencias y funciones dentro del sistema regulador español en materia de energía y, en particu-

lar, en materia de energía nuclear. Debe aclararse que el sistema eléctrico español está plenamente liberalizado, por lo que, como se ha indicado anteriormente, las actuaciones del Gobierno, a través del MITYC, se limitan al establecimiento de una planificación energética indicativa y a regular los diferentes sectores energéticos. En consecuencia, el MITYC no ejerce ninguna función ni de promoción ni de utilización de la energía nuclear.

Con independencia de la sustitución de la Secretaría General por la Secretaría de Estado, las competencias en materia de energía nuclear atribuidas a los diferentes órganos no se han visto modificadas sustancialmente respecto al Real Decreto 1554/2004, que establecía las competencias y funciones en el periodo cubierto por el tercer informe nacional. El MITYC, al amparo de lo dispuesto en el Real Decreto 1226/2010, ejerce las siguientes competencias y funciones, que se informan más detalladamente en el tercer informe, y que entran dentro del ámbito de la Convención Conjunta:

- i. Concede las autorizaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas, excepto de aquellas instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría ubicadas en Comunidades Autónomas que tengas transferidas las funciones ejecutivas que corresponden a la Administración Central, previo informe favorable del CSN.
- ii. Elabora propuestas normativas y aplica el régimen sancionador establecido en la Ley 25/1964, de 29 de abril. Cuando los desarrollos reglamentarios se refieren a la seguridad nuclear o a la protección radiológica, corresponde al CSN elaborar las propuestas.
- iii. Gestiona los registros administrativos (en relación con el transporte de materiales nucleares y radiactivos, instalaciones radiactivas, actividades relativas a la comercialización de materiales y dispositivos radiactivos, etc.).
- iv. Define la política de gestión de residuos radiactivos.
- v. Contribuye a la definición de la política de I+D, en coordinación con el Ministerio de Ciencia e Innovación. A tal efecto, a iniciativa del MITYC, se estableció en el año 1999 en Comité Estratégico de I+D sobre Energía Nuclear (CEIDEN), predecesor de la actual Plataforma Tecnológica de I+D de Energía Nuclear de Fisión del mismo nombre, cuya finalidad es reunir a todos los actores vinculados al sector de la energía nuclear, incluyendo, además de al propio MITYC, al CSN, a las universidades y centros de investigación, a los operadores y a las asociaciones de la industria, para identificar sinergias y puntos de interés común en los programas y actividades de investigación que desarrollan éstos, y participar en programas internacionales¹.
- vi. Hace el seguimiento del cumplimiento de los compromisos internacionales suscritos por España en el ámbito de la energía nuclear, en particular en materia de no proliferación y responsabilidad civil por daños nucleares.
- vii. Se relaciona con los Organismos Internacionales especializados en energía nuclear, a través de la SGEN (en el ámbito del Tratado Euratom y sus comités y grupos de trabajo relacionados, en el marco del OIEA y de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE (NEA), en lo referente al Banco Europeo de Reconstrucción y Desarrollo, o el Foro Europeo de Energía Nuclear, etc.).

20.1.3. RECURSOS HUMANOS Y FORMACIÓN

La SGEN, que es la Subdirección General responsable de la ejecución de las funciones del MITYC en materia de energía nuclear, está íntegramente dotada con funcionarios pertenecien-

¹ Actualmente, el CEIDEN cuenta con unas 70 entidades representadas, y ocupa su Presidencia, renovable cada dos años, el CSN.

tes a diferentes Cuerpos de la Administración del Estado. El sistema normal de acceso a los puestos de trabajo de las diferentes unidades del MITYC, incluyendo la SGEN, comprendidos en la oferta de empleo público es por oposición, seguido de un curso de formación selectivo. Adicionalmente, puede accederse a puestos de trabajo dentro de la SGEN por medio de concursos de traslado de funcionarios desde otros ámbitos de la Administración General del Estado, siempre que los Cuerpos de la Administración de procedencia sean compatibles con los exigidos en la relación de puestos de trabajo del MITYC para las plazas a las que se opta.

En el momento presente la SGEN cuenta con 15 puestos de trabajo. El 75% de los funcionarios que actualmente pertenecen a la SGEN tienen formación académica universitaria, siendo la mayoría de ellos ingenieros industriales pertenecientes al Cuerpo de Ingenieros Industriales del Estado, si bien también hay funcionarios con otra formación académica, tales como ingenieros de montes o licenciados en derecho. La distribución de la plantilla de trabajo en términos de conocimiento y experiencia en materias administrativas y en tecnología nuclear es equilibrada y responde a las necesidades del servicio.

El presupuesto de la Dirección General de Política Energética y Minas, que es el Órgano directivo al que pertenece la SGEN, se integra dentro de los Presupuestos Generales del Estado, de la misma forma que el de cualquier otra unidad organizativa de los Departamentos ministeriales de la Administración Central del Estado.

El programa de formación del personal de la SGEN se integra dentro del Plan general de formación del MITYC, que contempla tanto formación en materias técnicas relacionadas con la energía, como en asuntos administrativos, jurídicos y económicos.

20.2. ESTRUCTURA, COMPETENCIAS Y FUNCIONES DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN)

20.2.1. ESTRUCTURA ORGÁNICA DEL CSN

La Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, establecía en su Disposición final primera, el mandato al Gobierno para que aprobara la modificación del Estatuto del CSN (Real Decreto 1157/1982, de 30 de abril). Dicho Estatuto ha sido aprobado mediante el Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre. La estructura orgánica del CSN, de acuerdo a su Ley y su nuevo Estatuto ha sufrido algunas modificaciones, siendo en la actualidad la siguiente:

- ✓ Presidenta
- ✓ 4 Consejeros, uno de los cuales es el Vicepresidente.
- ✓ Secretaría General, de la que dependen:
 - ⇒ La Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y las Subdirecciones que dependen de ella.
 - ⇒ La Dirección Técnica de Protección Radiológica y las Subdirecciones que dependen de ella.
 - ⇒ Las siguientes Subdirecciones:
 - Subdirección de Personal y Administración
 - Subdirección de Tecnologías de la Información
 - Subdirección de Asesoría Jurídica.

⇒ Las Unidades:

- Unidad de Planificación, Evaluación y Calidad.
- Unidad de Inspección
- Unidad de Investigación y Gestión del Conocimiento

En la sección L, [anexo F](#) de este informe se incluye un organigrama del CSN.

El Pleno del CSN, formado por la Presidenta y los Consejeros, es un órgano colegiado de gobierno del mismo, que adopta los acuerdos que rigen al CSN. El Gobierno y el Parlamento intervienen en el procedimiento de nombramiento y cese de los miembros del Pleno. Tanto el Pleno del CSN como la Presidencia, se rigen por el principio de competencia, no existiendo subordinación jerárquica entre los mismos.

El Pleno está asistido por una Secretaría General de la que dependen, además de otras unidades, las dos Direcciones Técnicas siguientes:

- ✓ La Dirección Técnica de Seguridad Nuclear en la que se agrupan todas las funciones relativas a la seguridad de las instalaciones nucleares, excepto las de almacenamiento de residuos radiactivos de media y baja actividad, que son competencia de la Dirección Técnica de Protección Radiológica. También asume lo relativo a la seguridad de los transportes de sustancias nucleares y materiales radiactivos. De ella dependen tres Subdirecciones: Instalaciones Nucleares, Tecnología Nuclear e Ingeniería.
- ✓ La Dirección Técnica de Protección Radiológica, además de la inspección y control de las instalaciones radiactivas, de la protección radiológica de los trabajadores y de la gestión de residuos radiactivos de media y baja actividad, asume las competencias en materia de protección radiológica del público y del medio ambiente y de emergencias radiológicas. De esta Dirección dependen tres Subdirecciones: Protección Radiológica Ambiental, Protección Radiológica Operacional y Emergencias y Protección Física.

20.2.2. COMPETENCIAS Y FUNCIONES DEL CSN

El CSN es un Ente de Derecho Público, con personalidad jurídica diferenciada y patrimonio propio, que goza de independencia respecto de la Administración General del Estado, y es el único Organismo competente en seguridad nuclear y protección radiológica de España.

Las funciones del CSN aparecen relacionadas en el artículo 2 de su Ley 15/1980 y en el Título I de su Estatuto principalmente, sin perjuicio de las competencias que se recogen en otras normas. En lo que concierne al ámbito de la Convención, y de forma resumida, las funciones del CSN son las siguientes:

- 1) Emite informes preceptivos al MITYC en materia de autorizaciones de instalaciones nucleares y radiactivas, y de todas las actividades relacionadas con la manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de sustancias nucleares y radiactivas; emite los informes previos a las resoluciones que en casos y circunstancias excepcionales dicte el MITYC, en relación con la retirada y gestión segura de materiales radiactivos.
- 2) En relación a los residuos radiactivos, informa al MITYC sobre las concentraciones o niveles de actividad, para su consideración como tales, de aquellos materiales que contengan o incorporen sustancias radiactivas y para las que no esté previsto ningún uso.

- 3) Propone al Gobierno las reglamentaciones necesarias en el ámbito de su competencia. También elabora y aprueba las Instrucciones, Guías y Circulares de carácter técnico, en lo relativo a la seguridad nuclear y protección radiológica.
- 4) Propone la apertura de los expedientes sancionadores en el ámbito de sus competencias. Asimismo, el Consejo emitirá con carácter preceptivo, un informe en el plazo de 3 meses para la adecuada calificación de los hechos cuando el procedimiento sancionador en materia de seguridad nuclear, protección radiológica o protección física, se haya iniciado por otro Organismo, o por petición razonada del propio CSN y en este caso, consten en dicho procedimiento otros datos además de los comunicados por éste. Las sanciones se impondrán por el órgano ejecutivo del Gobierno Central o los Gobiernos de las Comunidades Autónomas.

El CSN tiene también la facultad de apercibir a los titulares y proponer medidas correctoras y en su caso, imponer multas coercitivas.

- 5) Efectúa la vigilancia y control de las instalaciones nucleares y radiactivas, llevando a cabo la inspección y control de las instalaciones nucleares y radiactivas, durante todas sus fases, e inspecciona los transportes, fabricación y homologación de equipos con fuentes radiactivas o generadores de radiaciones ionizantes y la aprobación o convalidación de bultos destinados al transporte de sustancias radiactivas.

Vigila y controla las dosis de radiación recibidas por el personal de operación y las descargas de materiales radiactivos al exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas y su incidencia, particular o acumulativa, en las zonas de influencia de estas instalaciones.

- 6) Realiza los estudios, evaluaciones e inspecciones de los planes, programas y proyectos necesarios para todas las fases de la gestión de los residuos radiactivos, así como de los nuevos diseños.

Asimismo, emitirá informe previo sobre el Plan General de Residuos Radiactivos que el MITYC eleva al Gobierno, para su aprobación.

- 7) Mantiene relaciones oficiales con organismos similares extranjeros y participa en organismos internacionales con competencias en seguridad nuclear o protección radiológica y asesora al Gobierno respecto de los compromisos con estos o con otros países¹.

- 8) Informa a la opinión pública sobre materias de su competencia, sin perjuicio de la publicidad de sus actuaciones administrativas en los términos legalmente establecidos.

Se obliga al CSN a informar a los ciudadanos de todos los hechos relevantes sobre las instalaciones nucleares y radiactivas; se hacen públicos los informes que emite, así como las actas de inspección realizadas; se establece un trámite de información pública, durante la fase de elaboración de las Instrucciones y Guías técnicas del CSN.

- 9) Colabora con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios a los que han de ajustarse los planes de emergencia exterior y los planes de protección física de las instalaciones nucleares y radiactivas.

Coordina, para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, las medidas de apoyo y respuesta a las situaciones de emergencia.

Inspecciona, evalúa, controla, propone y adopta cuantas medidas de prevención y corrección sean precisas ante situaciones excepcionales o de emergencia nuclear o ra-

¹ Por su relevancia en el ámbito de la Convención, las relaciones internacionales se desarrollan brevemente en el siguiente subapartado.

diológica, cuando tengan su origen en instalaciones, equipos, empresas o actividades no sujetas al régimen de autorizaciones de la legislación nuclear.

- 10) Establece y efectúa el seguimiento de planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.
- 11) Archiva y custodia la documentación, que deberán remitir al Consejo de Seguridad Nuclear los titulares de las autorizaciones de explotación de instalaciones nucleares, cuando se produzca el cese definitivo en las prácticas y con carácter previo a la transferencia de titularidad y a la concesión de la autorización de desmantelamiento de las mismas.

20.2.3. RELACIONES INTERNACIONALES DEL CSN

Las relaciones internacionales juegan un papel fundamental en el cumplimiento y ejercicio de las funciones que el ordenamiento jurídico nacional vigente le otorga al CSN. Las actividades internacionales del CSN se desarrollan en dos planos diferentes, el multilateral a través de organismos, instituciones y foros internacionales y el bilateral a través de acuerdos con instituciones homólogas.

La actividad primordial en el ámbito de las relaciones multilaterales internacionales está constituida por la participación del CSN en los órganos de dirección, comités y grupos de trabajo de diversos Organismos Internacionales, como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Agencia de Energía Nuclear (NEA/OCDE), así como en el marco de las instituciones de la Unión Europea (UE). Asimismo, el CSN colabora con instituciones internacionales no gubernamentales como la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP).

En este período el CSN ha participado en actividades relativas al cumplimiento de los compromisos contraídos por España como parte contratante de las siguientes Convenciones internacionales:

- ✓ Convención sobre Seguridad Nuclear, el CSN actúa como punto de contacto nacional y coordina la elaboración de los informes nacionales para las Reuniones de Revisión.
- ✓ Convención Conjunta, coopera con el MITYC en la elaboración de los informes nacionales.
- ✓ Convención sobre Protección Física de los Materiales Nucleares.
- ✓ Convención OSPAR.
- ✓ Convención sobre Pronta Notificación de Accidentes Nucleares.
- ✓ Convención sobre Asistencia Mutua en caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica.

Por otro lado, el CSN participa en los siguientes grupos y asociaciones de reguladores nucleares:

- ✓ Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA).
- ✓ Asociación de Reguladores Nucleares Europeos (WENRA).
- ✓ Asociación Europea de Autoridades de Control Radiológico (HERCA).
- ✓ Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO).

En cuanto a las relaciones bilaterales, el CSN tiene suscritos acuerdos, y mantiene actividades en los campos de seguridad nuclear, protección radiológica y gestión de residuos con numerosos organismos homólogos.

El CSN ha participado activamente en la definición y el programa de cooperación técnica del OIEA, aportando expertos para su participación en seminarios, acogiendo becas y visitas científicas de expertos extranjeros y organizando en España diversos talleres y seminarios en el ámbito de la gestión segura de los residuos radiactivos.

20.2.4. RECURSOS HUMANOS, FORMACIÓN Y FINANCIACIÓN DEL CSN

RECURSOS HUMANOS

El CSN, como organismo encargado de una materia como es la seguridad nuclear y la protección radiológica, necesita personal técnico especialista en este ámbito. Dicho personal técnico está formado por funcionarios pertenecientes al Cuerpo de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, como así lo establece el art. 8 de la Ley de creación del CSN, en la redacción dada por la Ley 33/2007, y al que se accede mediante concurso-oposición que convoca el propio CSN. Aparte de dicho personal, también forman parte del Organismo funcionarios de otros Cuerpos de las Administraciones Públicas, el personal eventual y el personal laboral.

A 31 de diciembre de 2010, incluidos los ocho altos cargos (Presidenta, cuatro Consejeros, Secretaria General y dos Directores Técnicos), la plantilla del personal del CSN está formada por 469 personas, de las cuales 218 son funcionarios del Cuerpo de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, dedicados a la inspección, control y seguimiento del funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, otros 138 son funcionarios de otras Administraciones Públicas, 26 son personal eventual de Gabinete y 79 son contratados laborales.

El número de mujeres en el CSN representa el 51,80 % del total de la plantilla y el de hombres, el 48,20% restante. La media de edad del personal del Organismo es de 49 años.

En cuanto a la titulación del personal, tienen titulación superior el 66,31%, titulación media el 5,97% y otras titulaciones el 27,72%.

PLAN DE FORMACIÓN DEL PERSONAL DEL CSN

El CSN por sus características específicas dedica especial importancia a la formación de sus recursos humanos. Durante 2010 el Plan de formación se ha continuado elaborando de forma que sus objetivos estuvieran alineados con el Plan estratégico del CSN 2005-2010, agrupándose en siete áreas:

- ✓ Seguridad nuclear.
- ✓ Protección radiológica.
- ✓ Desarrollo de habilidades directivas, organización y comunicación.
- ✓ Normativa, administración y gestión.
- ✓ Sistemas de información.
- ✓ Idiomas.
- ✓ Formación de funcionarios en prácticas.

Durante 2010, la actuación formativa del CSN se ha dirigido a una plantilla de 469 personas, que han participado en una media de 2,6 acciones anuales. En total se han impartido 137 cursos. Se han dedicado a formación 33.455 horas, el 4,50% sobre la jornada laboral. Los gastos realizados en tareas formativas han ascendido a 634.539,20 €.

Durante 2010, se ha completado el primer proceso de evaluación del modelo de gestión por competencias aplicado a la formación, iniciado en 2009 y mediante el que se ha evaluado de manera individual las necesidades formativas del 92,39% del personal del CSN. Los distintos comités de evaluación han elaborado sus conclusiones, unificándolas a través del Comité final de evaluación. Los datos obtenidos han servido de base para diseñar el Plan de formación 2011 e introducir mejoras en el proceso.

Asimismo, se ha continuado promoviendo la presencia del Consejo en foros (congresos, reuniones, seminarios...) nacionales e internacionales relacionados con su ámbito funcional y competencial.

FINANCIACIÓN

Los presupuestos de gastos e ingresos del CSN se integran en los Presupuestos Generales del Estado y como tal, su aprobación corresponde al Parlamento. Las dos partidas presupuestarias más importantes del presupuesto de ingresos son por un lado las tasas, precios públicos y otros ingresos que el CSN obtiene en contraprestación a sus servicios, y por otro las transferencias del Estado.

- a) Las tasas, precios públicos y otros ingresos se regulan en la Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear. Se financian por las tasas:

- ⇒ Realización de estudios, informes e inspecciones previos a las autorizaciones de funcionamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas que concede el MITYC.
- ⇒ Inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas en funcionamiento y actividades relacionadas.
- ⇒ Concesión de licencias del personal destinado a operar o supervisar el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas.

Se financian por los precios públicos los informes, pruebas o estudios sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear o la protección radiológica. Este capítulo de financiación supuso en el ejercicio de 2010 el 83,06 % del presupuesto total.

- b) Las transferencias del Estado. El CSN realiza controles de medidas de protección radiológica dirigidas a la población en general y al medioambiente. Estas funciones no constituyen el hecho imponible de tasas y precios públicos, sino que su financiación se obtiene de los Presupuestos Generales del Estado, a través del MITYC. La financiación presupuestada por este concepto constituyó el 6,47 % del total.

No obstante, el Plan de Austeridad de la Administración General del Estado para el período 2010-2013 aprobado por el Consejo de Ministros el día 29 de enero de 2010 prevé su extinción progresiva.

El resto de la financiación durante el ejercicio de 2010 (10,47%) correspondió, fundamentalmente, al capítulo presupuestario de activos financieros, en particular al remanente de tesorería.

20.2.5. SISTEMA DE GESTIÓN DEL CSN

El CSN recibió una Misión IRRS a primeros del año 2008. La misión identificó 19 buenas prácticas, 26 sugerencias y siete recomendaciones. La misión aportó el indudable valor de que un

equipo de expertos internacionales de alto nivel evaluara la estructura y las prácticas reguladoras del CSN. No menos valioso fue el esfuerzo de autoevaluación, sistematización y revisión que realizó el propio Consejo en los años anteriores a la misión, y la dinámica de mejora continua que se implantó en el Organismo. El CSN ha solicitado al OIEA una misión follow-up que será llevada a cabo durante los primeros meses de 2011.

El CSN tiene implantado un Sistema de Gestión orientado a procesos, basado en los requisitos del OIEA (GS-R3) y la norma ISO 9001: 2008. Los procesos, que cubren todas las actividades del Organismo, se han clasificado como sigue:

- ✓ Estratégicos, que incluyen el funcionamiento del Consejo, la información y comunicación, y el desarrollo de normativa.
- ✓ Operativos, que incluyen la autorización, evaluación, supervisión y control de instalaciones y actividades (incluido transporte); el licenciamiento de personal; la protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente; la gestión de las emergencias y la seguridad física.
- ✓ De apoyo, que incluyen las relaciones institucionales y las internacionales; la investigación y desarrollo; la gestión económica y de recursos humanos (incluida formación); los sistemas de información; la documentación, y la administración del Sistema de Gestión.

Los documentos que describen el sistema están organizados jerárquicamente: Manual del Sistema, Manual de Organización y Procedimientos. Todos estos documentos, así como la información y documentación necesarias para llevar a cabo la actividad reguladora están disponibles en la intranet del CSN para todo el personal, con las excepciones justificadas por razones de seguridad o confidencialidad.

El Sistema de Gestión está sometido a una mejora continua. Además de las evaluaciones del cumplimiento de los planes y objetivos, el CSN tiene establecido un plan de auditorías internas (formalizado e implantado como consecuencia de la Misión IRRS), y se somete sistemáticamente a evaluaciones externas por parte de organismos nacionales e internacionales.

- ✓ El plan de auditorías internas asegura que todos los procesos operativos se auditan cada tres años, y el resto cada cuatro, como mínimo. En los procesos con actividades encomendadas, el plan de auditorías internas prevé que éstas incluyan las citadas actividades encomendadas.
- ✓ El CSN, además de someterse a las auditorías y controles económico-financieros requeridos a todos los organismos públicos, debe informar sistemáticamente al Parlamento español y a los de las comunidades autónomas que tienen instalaciones nucleares. Corresponde al Parlamento realizar un seguimiento continuado de las actuaciones del CSN.

SECCIÓN F

OTRAS DISPOSICIONES RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD

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 residuos 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 residuos radiactivos.*

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 Ley sobre Energía Nuclear y en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR). Desde el punto de vista de la responsabilidad civil por daños nucleares, también se señala al titular de la instalación como responsable de compensar por los daños hasta el límite previsto en la legislación. Por lo tanto, la reglamentación española en materia de energía nuclear, establece como principio, que la responsabilidad primordial de la seguridad de las instalaciones recae en el titular de la licencia.

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

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

El RINR indica además que el titular de la instalación es asimismo responsable de que todas las personas físicas o jurídicas que intervengan como contratistas o subcontratistas en la misma, desarrollen sus actividades en condiciones de seguridad y siempre dentro de lo establecido en los documentos oficiales.

La Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario, en su disposición final novena, crea un nuevo artículo 38 bis en la Ley 25/1964, 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 periodo de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

21.2. RESPONSABILIDAD POR DAÑOS NUCLEARES

España es Parte contratante del Convenio de París, de 29 de julio de 1960, sobre la responsabilidad civil en materia de energía nuclear, así como del Convenio de Bruselas, de 31 de enero de 1963, que complementa al anterior. El vigente Convenio de París establece un régimen de responsabilidad civil objetiva del titular de la instalación por los daños nucleares que pudieran ocasionarse como consecuencia de un accidente nuclear. La responsabilidad queda limitada en su cuantía y en el tiempo, y debe quedar cubierta mediante una póliza de seguro u otra garantía financiera autorizada. El vigente Convenio de Bruselas, de 31 de enero de 1963, establece un régimen complementario de compensaciones a las víctimas por encima del primer tramo de compensaciones que fija el Convenio de París.

Tradicionalmente, la aplicación de estos Convenios dentro del derecho interno se establecía en los capítulos VII, al X de la Ley 25/1964, de Energía Nuclear (LEN), desarrollada mediante el Decreto 2177/1967, de 22 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Cobertura de Riesgos Nucleares. La cuantía de la responsabilidad civil atribuible a los titulares de las instalaciones nucleares que se fijó inicialmente en la legislación interna de conformidad con el Convenio de París, fue de 300 millones de pesetas (1,8 millones de euros). No obstante, siguiendo las recomendaciones del Comité de Dirección de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE, dicha cantidad se elevó a 25.000 millones de pesetas (150 millones de euros) en 1994 a través de la Ley 40/1994, de 30 de diciembre, de Ordenación del Sector Eléctrico Nacional. Posteriormente, dicha cantidad fue nuevamente elevada en 2007 a 700 millones de euros, mediante la Ley 17/2007, de 4 de julio, por la que se modifica la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, adelantándose a la exigencia establecida en el Protocolo de 2004 de enmienda del Convenio de París, y a pesar de no haber entrado en vigor el mismo.

Reciente, el régimen de responsabilidad civil por daños nucleares ha experimentado una modificación significativa, motivada por la adaptación de la normativa española a los Protocolos de enmienda de los Convenios de París y de Bruselas. Como se indicó en anteriores informes nacionales, con fecha 12 de febrero de 2004 quedaron aprobados sendos Protocolos de enmienda de los Convenios de París y de Bruselas, cuyas principales novedades se describieron en el tercer informe. Dichos Protocolos de enmienda fueron ratificados por España en noviembre de 2005. Buena parte de los Estados miembros de la UE son parte del Convenio de París y han suscrito estos Protocolos de enmienda. Estos Estados realizarán un depósito conjunto de sus instrumentos de ratificación de los Protocolos¹ en una fecha que está por determinar. Cuando esto ocurra, su

¹ La Decisión 2004/294/CE, del Consejo, de 8 de marzo de 2004, dispone que los Estados miembros que son Parte Contratante del Convenio de París adoptarán las medidas hacer el depósito conjunto de los instrumentos de ratificación del Protocolo de 2004 de enmienda del Convenio de París ante el depositario.

Derecho interno deberá adoptar plenamente todas las disposiciones de los referidos Protocolos de enmienda.

A tal efecto, España introdujo, de forma transitoria, varias modificaciones en la Ley 25/1964, mediante sendas disposiciones adicionales de la Ley 17/2007, de 4 de julio, que se describen en el tercer informe nacional. Como adaptación definitiva, se ha aprobado recientemente la Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos (LRCN), al objeto de regular dicho régimen en una Ley independiente de la Ley 25/1964, teniendo en cuenta la especialización de la materia y la intervención de diferentes órganos de la Administración en razón de sus competencias, y quedando derogados los capítulos de la Ley 25/1964 que tradicionalmente han regulado la materia. La nueva ley entrará en vigor en la fecha en que entren en vigor en España ambos Protocolos.

La LRCN establece que la responsabilidad de los titulares será objetiva y estará limitada en su cantidad a 1.200 millones de euros para los daños causados dentro del territorio nacional o en el territorio de Estados parte del Convenio de Bruselas. Con respecto a los daños causados en Estados que siendo Parte del Convenio de París no lo son del de Bruselas, así como en terceros Estados que no posean instalaciones nucleares, la responsabilidad queda limitada a 700 millones de euros, en línea con las obligaciones establecidas por el Convenio de París. Finalmente, la responsabilidad del titular por los daños causados en otros Estados se reducirá hasta una cantidad equivalente a la que contempla dicho Estado en su legislación con respecto a España, de acuerdo con el principio de reciprocidad. Por otro lado, el MITYC podrá reducir la responsabilidad civil nuclear de los titulares de las instalaciones consideradas de bajo riesgo o de los transportes de sustancias nucleares hasta una cantidad no inferior a 70 y a 80 millones de euros, respectivamente, en línea con lo establecido en el Convenio de París. Asimismo, en virtud del Convenio de Bruselas, se mantiene el tramo de responsabilidad de 1.200 a 1.500 millones de euros, a cubrir con fondos públicos que se aportan entre todos los Estados Parte del Convenio de Bruselas, de forma proporcional a su potencia nuclear instalada y su PNB.

Por otra parte la LRCN obliga a que los titulares establezcan garantías financieras por el monto total de la responsabilidad que les corresponda según el caso. Dicha garantía debe quedar establecida mediante la contratación de una póliza de seguro, otra garantía financiera constituida con una entidad autorizada por el Ministerio de Economía y Hacienda, o bien mediante una combinación de las opciones anteriores.

Además del mencionado aumento sustancial de los importes de responsabilidad, cabe destacar que la LRCN incorpora al derecho interno español las disposiciones contenidas en el Convenio de París revisado, incluidas las que se consideran más relevantes, como el incremento del plazo para efectuar reclamaciones por daños personales (que pasa de 10 a 30 años), o la extensión del concepto de daño nuclear para incluir medidas de restauración del medio ambiente degradado y de prevención, así como compensaciones por lucro cesante directamente relacionado con el uso y disfrute del medio ambiente que resulte degradado.

Por otra parte, la LRCN, además de regular la responsabilidad civil por daños nucleares producidos en las instalaciones y los transportes de sustancias nucleares de acuerdo con los mencionados Protocolos, incluye una regulación específica para los daños causados por accidentes que involucren materiales radiactivos que no sean sustancias nucleares ocurridos dentro del territorio nacional. Dicho régimen contempla daños a personas, a bienes, pérdidas económicas derivadas de dichos daños y daños medioambientales. Para los dos primeros, se establece la obligación de disponer de una cobertura mínima por un valor, en función de la actividad del material radiactivo. Para los daños medioambientales, la LRCN remite a la normativa sobre responsabilidad medioambiental en vigor.

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, [artículo 19](#).

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 funcionamiento¹ de las centrales nucleares”.

Su objetivo es definir unos criterios que uniformicen el contenido de los reglamentos de funcionamiento de las instalaciones en operación, ya que, en primer lugar, existían diferencias significativas en el contenido de los reglamentos de las diferentes instalaciones y, en segundo lugar, los efectos asociados a la liberalización del marco económico del sector eléctrico refuerzan la importancia del seguimiento y control de los cambios organizativos de las instalaciones nucleares.

El CSN requiere a los titulares de las centrales 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.

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 residuos radiactivos;*
- ii. Se disponga de recursos financieros suficientes para mantener la seguridad de las instalaciones de gestión de combustible gastado y de residuos 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 residuos radiactivos.*

22.1. DISPONIBILIDAD Y CUALIFICACIÓN DE RECURSOS HUMANOS

Según se indicó en el Tercer Informe Nacional, la modificación de la Ley de Energía Nuclear, mediante la revisión de la Ley de creación del CSN, a la que se han hecho numerosas referencias en este informe, establece que las organizaciones responsables de la gestión de las instalaciones nucleares y radiactivas deberán disponer de los recursos humanos, técnicos y económicos ade-

¹ El reglamento de funcionamiento es un documento oficial de explotación en el que se describe la estructura y funciones de las distintas instancias de la organización del titular.

cuados para mantener las condiciones de seguridad y tendrán incorporados los principios básicos de la gestión de seguridad.

El RINR, que regula el régimen de autorizaciones administrativas, establece requisitos para la organización que debe presentar el titular en las distintas autorizaciones para el licenciamiento de una instalación, así como para las licencias y acreditaciones del personal.

✓ Organización interna del personal

En la solicitud de explotación que se concede siguiendo el procedimiento indicado en el RINR, 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 definir también 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 – Marco jurídico

De acuerdo con la nueva redacción del artículo 37 de la LEN:

“El personal de las instalaciones nucleares y radiactivas deberá reunir las condiciones de idoneidad que se establezcan en el reglamento correspondiente, debiéndose someter obligatoriamente para su comprobación a la realización de las pruebas médicas o de otro tipo que se determinen reglamentariamente.

En las instalaciones nucleares existirá un Jefe de Operación que reúna las condiciones que reglamentariamente se establezcan y que tendrá a su cargo la supervisión de todas las operaciones de empleo y explotación de las instalaciones, siendo técnicamente responsable de su funcionamiento.

El Jefe de Operación tendrá facultad para suspender el funcionamiento de la instalación cuando lo considere procedente o necesario”

El RINR establece además 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 CSN¹ para responsabilizarse del correspondiente servicio o unidad técnica, o como Jefe de Servicio en Protección Radiológica.

¹ Base 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.

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.

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.

Como se refirió en el Tercer Informe Nacional, la revisión del RINR de 2008 incide específicamente en los aspectos relacionados con la cualificación del personal.

✓ Medios humanos disponibles en ENRESA

Las instalaciones nucleares y radiactivas disponen, en el contexto de su organización, del personal adecuado para las actividades de gestión de los residuos radiactivos en sus instalaciones, lo cual en general es una parte relativamente pequeña de la actividad global.

Como ya se indicó en el Tercer Informe Nacional, Sección A.3, ENRESA, por ser una compañía creada ex-profeso para la gestión final de los RRRR generados en el país, el desmantelamiento de las instalaciones y la gestión de fondos necesarios para la financiación de estas actividades, es un caso diferente.

A 31 de diciembre de 2010, ENRESA disponía de una plantilla de 308 personas, de las cuales 167 están empleadas en la sede de Madrid, 124 en las instalaciones de El Cabril y 4 en el proyecto de desmantelamiento y clausura de la C.N. Vandellós 1. En relación al Tercer Informe Nacional, la variación sustancial responde a las necesidades de personal asociadas al serle otorgada a ENRESA la condición de Explotador Responsable durante el desmantelamiento y Clausura de CN José Cabrera para cuya ejecución ENRESA cuenta con un equipo de 13 personas en el propio emplazamiento.

22.2. DISPONIBILIDAD DE RECURSOS FINANCIEROS

El sistema nacional de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado dispone no solo de una clara asignación de responsabilidades, sino también de un sistema de financiación para las actividades desarrolladas por ENRESA bajo el marco del correspondiente PGRR, cuyo ámbito de responsabilidad incluye también el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares.

Como hemos indicado en la Sección A de este informe, y también se explica en la sección E, Artículo 19 (marco legislativo regulador), la regulación concerniente a la dotación del Fondo para la financiación de las actividades previstas en el PGRR ha experimentado recientemente cambios importantes. Estos se concretan en la promulgación de la Ley 11/2009, de 26 de octubre y su modificación parcial con la aprobación de la Ley de Economía Sostenible, que establece la modificación de la Ley 25/1964, sobre Energía Nuclear, y de la Ley 54/1997, del Sector Eléctrico.

Los costes de la gestión de los residuos radiactivos a los que se ha hecho referencia en el primer párrafo se financian, de acuerdo con la Ley 11/2009, a través del denominado Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, que se dota mediante ingresos procedentes de las tasas que se indican a continuación, incluidos los rendimientos financieros generados por los mismos.

Se imputan al Fondo todos los costes relativos a las actividades técnicas y servicios de apoyo necesarios para llevar a cabo las actuaciones contempladas en el PGRR, en los que se incluyen los correspondientes a los costes de estructura y a los proyectos y actividades de I+D.

1. Tasa relativa a la tarifa eléctrica (peajes)

Constituye la vía de financiación de los costes correspondientes a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado generados en las centrales nucleares cuya explotación haya cesado definitivamente con anterioridad al 1 de enero de 2010, así como a su desmantelamiento y clausura, aquellos costes futuros correspondientes a las centrales nucleares o fábricas de elementos combustibles que, tras haber cesado definitivamente su explotación, no se hubiesen previsto durante dicha explotación, y los que, en su caso, se pudieran derivar del cese anticipado de la instalación por causa ajena a la voluntad del titular.

También se incluyen en esta tasa las cantidades destinadas a dotar la parte del Fondo para la financiación de los costes de la gestión de residuos radiactivos procedentes de aquellas actividades de investigación que el MITYC determine que han estado directamente relacionadas con la generación de energía nucleoelectrónica, las operaciones de desmantelamiento y clausura que deban realizarse como consecuencia de la minería y producción de concentrados de uranio con anterioridad al 4 de julio de 1984, los costes derivados del reproceso del combustible gastado enviado al extranjero con anterioridad a la entrada en vigor de la Ley que lo establece y aquellos otros costes que se especifiquen mediante Real Decreto.

2. Tasa relativa a las Centrales Nucleares

Constituye la vía mediante la cual todos los costes en los que se incurra a partir del 1 de enero de 2010, correspondientes a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado generados en las centrales nucleares en explotación, serán financiados por los titulares de las centrales nucleares durante dicha explotación, con independencia de la fecha de su generación, así como los correspondientes a su desmantelamiento y clausura.

Asimismo, serán financiadas por los titulares de las centrales nucleares las asignaciones destinadas a los municipios afectados por centrales nucleares o instalaciones de almacenamiento de combustible gastado o residuos radiactivos, en los términos establecidos por el MITYC, así como los importes correspondientes a los tributos que se devenguen en relación con las actividades de almacenamiento de residuos radiactivos y combustible gastado, con independencia de su fecha de generación.

3. Tasa relativa a la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado

Cubre la prestación de servicios de gestión de los residuos radiactivos derivados de la fabricación de elementos combustibles, incluido el desmantelamiento de las instalaciones de fabricación de los mismos.

4. Tasa relativa a otras instalaciones

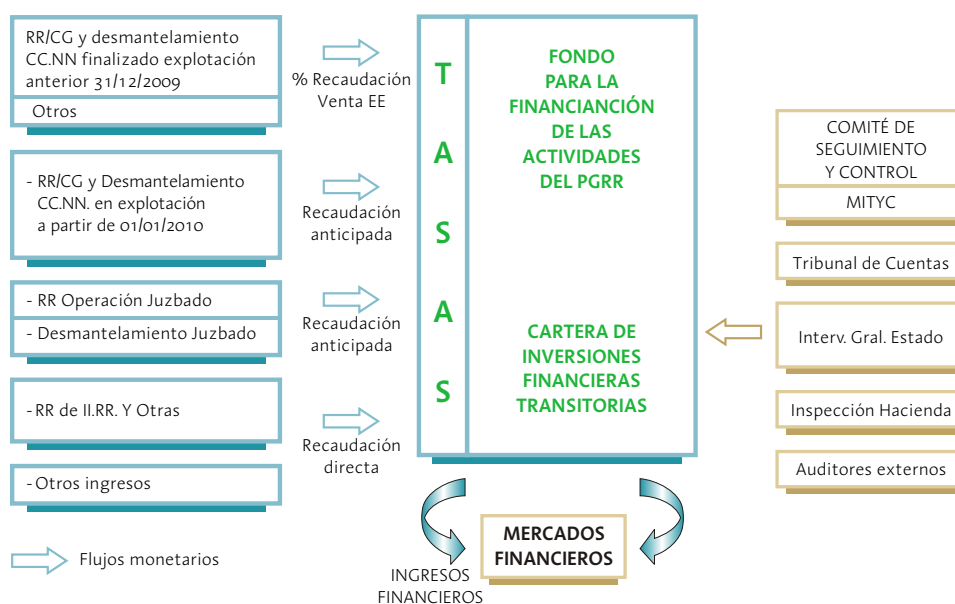
Tasa por la prestación de servicios de gestión de residuos radiactivos generados en otras instalaciones distintas a las anteriormente indicadas, como pueden ser las instalaciones radiactivas (medicina, industria, agricultura e investigación), CIEMAT u otras empresas. A todos ellos se les imputa directamente los costes en el momento de la prestación de los servicios.

Como se refirió en el Tercer Informe Nacional, las dotaciones al Fondo sólo se pueden destinar a costear las actuaciones previstas en el PGRR y al concluir el período de gestión de los residuos radiactivos y del desmantelamiento de las instalaciones contempladas 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 R.D. 1349/2003, tiene que presentar cada año al MITYC un informe económico-financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el PGRR.

El siguiente esquema proporciona una visión general del sistema de financiación para las actividades del PGRR y de los mecanismos para su control:



ARTÍCULO 23 GARANTÍA DE CALIDAD

Artículo 23. Garantía de calidad

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

23.1. SISTEMA DE GESTIÓN Y PROGRAMA DE GARANTÍA DE CALIDAD PARA LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS Y COMBUSTIBLE GASTADO

Todas las actividades relacionadas con la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado están sometidas a un programa de garantía de calidad (PGC). El responsable de establecer y ejecutar el PGC es el titular de la autorización de la instalación o de la actividad regulada. Los PGC deben cumplir la norma española UNE 73-401 “Garantía de calidad en las instalaciones nucleares”, cuyos requisitos son equivalentes a los del Apéndice B del 10 CFR50 de USA NRC y a los del código y guías del OIEA 50-C/SG-Q sobre garantía de calidad en las centrales y otras instalaciones nucleares. También pueden ser aceptables para el establecimiento de los programas de garantía de calidad las normas de garantía de calidad del país origen del proyecto y las guías y códigos emitidos por el OIEA. El CSN ha emitido diversas guías de seguridad para facilitar la implantación de los PGC.

La gestión del combustible gastado y de los desechos radiactivos, así como el diseño y construcción y explotación de los almacenamientos de combustibles gastado individualizados (ATIs), dentro de los emplazamientos de las centrales nucleares, quedan dentro del alcance de los programas de garantía de calidad de dichas instalaciones los cuales deben cumplir con la norma UNE 73 401.

En el diseño y fabricación de los contenedores de almacenamiento y transporte de combustibles gastados se aplican programas de garantía de calidad que cumplen la norma UNE 73 401 y las normas de garantía de calidad del país origen del diseño, como por ejemplo: 10 CFR 72, Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel, high-level radioactive waste, and reactor-related greater than class c waste, subpart G “Quality assurance requirements” y 10 CFR 71, Packaging and transportation of radioactive material, subpart H “Quality assurance requirements”.

En noviembre de 2008 se emitió la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-19, sobre los requisitos aplicables a los sistemas de gestión de las instalaciones nucleares, a lo largo de toda su vida. Esta IS-19 aplica, entre otras, a las instalaciones relacionadas con la gestión de combustible gastado y de los residuos radiactivos.

La IS-19 endorsa el Safety Requirements del OIEA N0. GS-R-3 “The Management System for Facilities and Activities”, y adicionalmente establece que el sistema de calidad cumpla de la norma UNE 73 401:1995 “Garantía de Calidad en las instalaciones nucleares” y complementa los requisitos relativos a las Evaluaciones externas independientes, Programa de Autoevaluaciones y Programa de Acciones Correctivas. Aplica a todas las Instalaciones Nucleares en todo el ciclo de vida, es decir, desde la selección de emplazamiento hasta el desmantelamiento y clausura. Los requisitos definidos suponen la integración de los aspectos de seguridad nuclear y radiactiva, prevención de riesgos laborales, medio ambiente, protección física, calidad y aspectos económicos, para asegurar la protección de las personas y del medio ambiente.

En el año 2008 se creó un grupo de trabajo mixto CSN-Titulares de instalaciones nucleares que analizó los hitos y las acciones a realizar para implantar el Sistema de Gestión antes del 1-01-2010, fecha de entrada en vigor de esta Instrucción de Seguridad. Este grupo de trabajo elaboró una guía para la redacción de los Manuales del Sistema de Gestión, incluyendo la definición de alcances y las aclaraciones conceptuales oportunas, que ha servido de ayuda para la implantación del Sistema de Gestión. Asimismo, los titulares de las instalaciones identificaron su situación respecto al cumplimiento de los requisitos de la IS 19, identificando las acciones adi-

cionales a realizar para cumplir la IS-19 y estableciendo los plazos para su implantación a lo largo del año 2009.

Durante el año 2009 el CSN mantuvo reuniones con ENRESA para seguimiento de la implantación de las acciones adicionales para cumplimiento de la IS-19 en las instalaciones nucleares de las que es o iba a ser titular Enresa. La citada IS entró en vigor el día 1 de enero de 2010.

Este cambio en la normativa ha supuesto la implantación de un sistema integrado en la instalación centralizada de almacenamiento de residuos de baja y media actividad de “El Cabril”, y el inicio de la implantación en el caso del desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera, estando prevista la total implantación del sistema de gestión en el momento en que se inicie el desmantelamiento de partes activas. En el caso de la central nuclear de Vandellós en fase de latencia, se aplicará una vez iniciada la tercera parte para su desmantelamiento definitivo, no obstante los aspectos que se gestionan de forma corporativa de acuerdo con la IS19 también serán aplicados en la gestión de esta fase del ciclo de vida.

En las dos instalaciones en que, o bien se ha desarrollado o esta en vías de desarrollo, la implantación de este sistema integrado ha supuesto una serie de cambios en la gestión, destacando como más significativos: la unificación y graduación de requisitos, la elaboración de un manual de gestión integrada, la creación de un comité de gestión que aglutina algunas de las funciones de los comités propios de los sistemas que integra el sistema de gestión, el establecimiento de una gestión por procesos y la implantación de un programa de evaluación y mejora de la cultura de seguridad.

Este nuevo sistema también supone algunas novedades en la evaluación de la gestión, mediante la auto evaluación o la implantación de un programa de acciones correctivas integrados, al que tiene acceso toda la organización y donde se recogen las incidencias en las actividades normales y de mantenimiento, graduándolas en función de su importancia para la seguridad, en la misma aplicación se recogen así mismo los compromisos con el organismo regulador.

23.2. SISTEMA DE INSPECCIÓN Y EVALUACIÓN DE LOS SISTEMAS DE GESTIÓN Y PROGRAMAS DE GARANTÍA DE CALIDAD

No se han producido cambios en la sistemática de evaluación e inspección de los programas de garantía de calidad aplicables a la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos, descrita en los informes anteriores.

En el periodo correspondiente al cuarto informe nacional, se han realizado actividades de evaluación de los planes de calidad para el diseño y construcción del ATI de la C.N. Ascó y para diseño y fabricación de los correspondientes contenedores de almacenamiento y transporte de combustible gastado de esta planta. También se han realizado actividades de evaluación del programa de garantía de calidad para el desmantelamiento de las instalaciones de la central nuclear José Cabrera y de diversos cambios al programa de garantía de calidad de la instalación centralizada de almacenamiento de residuos sólidos de baja y media actividad de El Cabril.

En lo que se refiere a las actividades de inspección, durante este periodo, se han realizado las inspecciones bienales previstas del programa de garantía de calidad de El Cabril, una inspección del programa de garantía de calidad para el desmantelamiento de la C.N. José Cabrera, dos inspecciones anuales de programas de garantía de calidad de empresas de transporte de materiales radiactivos y una inspección del plan de calidad para el diseño y fabricación de contenedores de combustible irradiado en ENSA.

ARTÍCULO 24

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OPERACIONAL

Artículo 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 residuos 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.*

Las disposiciones en materia de protección radiológica en la reglamentación española se recogen fundamentalmente en la Ley 15/1980 de 22 de abril de Creación del CSN modificada por la Ley 33/2007, de 7 de noviembre, y en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI) de 6 de julio de 2001.

La Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear asigna a este organismo las funciones de vigilar y controlar los niveles de radiactividad, tanto en el interior como en el exterior de las instalaciones nucleares y del ciclo de combustible españolas, así como su incidencia particular o acumulativa en las zonas en que se enclavan, controlar las dosis recibidas por el personal de operación y conocer del Gobierno y asesorar al mismo respecto de los compromisos con otros países u organismos internacionales en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

Las normas básicas para la protección radiológica de los trabajadores expuestos y de los miembros del público contra los riesgos que resultan de la exposición a las radiaciones ionizantes están establecidas en el Real Decreto 783/2001 por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

Este Reglamento transpone a la reglamentación española las disposiciones de la Directiva 96/29 EURATOM de la Unión Europea e implanta las recomendaciones básicas de ICRP-60.

Las normas básicas para la protección radiológica de los trabajadores expuestos y de los miembros del público contra los riesgos que resultan de la exposición a las radiaciones ionizantes son también de aplicación en las instalaciones donde se almacena combustible gastado y residuos radiactivos.

Como desarrollo adicional de las disposiciones del mencionado Reglamento, el Consejo de Seguridad Nuclear ha publicado diversas disposiciones legales de obligado cumplimiento (Instrucciones) que asesoran a los titulares de las centrales nucleares sobre los procedimientos a seguir para dar cumplimiento a algunas de dichas disposiciones:

- ✓ En la Instrucción IS-02, revisión 1 de 21 de julio de 2004, por la que se regula la documentación sobre las actividades de recarga en centrales nucleares, se requiere a los titulares de las mismas:
 - ⇒ Que, con anterioridad al inicio de la recarga, remitan al CSN un informe con una estimación detallada sobre las dosis ocupacionales previstas para la recarga y con información de detalle sobre las técnicas de reducción de dosis a aplicar con vistas a cumplir con el principio ALARA.
 - ⇒ Que, en un plazo de tres meses tras la recarga, remitan al CSN un informe con información sobre las dosis ocupacionales resultantes de la recarga con arreglo a un esquema dosis-tareas acorde al formato NEA1 de ISOE (International System of Occupational Exposure).
- ✓ En la Instrucción IS-03, de 6 de noviembre de 2002, sobre las cualificaciones para obtener el reconocimiento como experto en protección radiológica, se establecen los requisitos en relación con la cualificación, la formación y el entrenamiento que deben satisfacer el personal de los Servicios de Protección Radiológica, tanto para el Jefe de dicho Servicio, como para los expertos cualificados del mismo.
- ✓ En la Instrucción IS-04, de 5 de febrero de 2003, por la que se regula el archivo y custodia de los documentos relacionados con la protección radiológica de los trabajadores y del público, se establecen los mecanismos para que las centrales nucleares, tras el cese definitivo de su actividad, una vez completada su clausura, traspasen al CSN dichos documentos.
- ✓ En la Instrucción IS-06, de 9 de abril de 2003, por la que se definen los programas de formación en materia de protección radiológica básico y específico regulados en el ámbito de las instalaciones nucleares y del ciclo del combustible, se el contenido, alcance y los requisitos a satisfacer por el profesorado de los cursos de formación básica y específica para los trabajadores de empresas de contrata.
- ✓ En la Instrucción IS-20, de 28 de enero de 2009, por la que se establecen los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado se desarrollan los requisitos de seguridad nuclear y protección radiológica para el diseño de contenedores de combustible gastado y se establece el contenido de la documentación a presentar para su aprobación, con el fin de garantizar la adecuada coordinación entre los titulares que actúan en el diseño/fabricación y en el uso de los contenedores, habida cuenta de que los responsables pueden ser diferentes en cada etapa.
- ✓ En la Instrucción IS-29, de 13 de octubre de 2010, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad se aglutinan los objetivos básicos de la gestión del combustible gastado y de los residuos de alta actividad, los principios básicos de la protección radiológica, las funciones básicas de seguridad, los criterios de diseño, los requisitos básicos de operación y la evaluación de seguridad de este tipo de instala-

ciones, teniendo presente los principios de la buena práctica de ingeniería y el actual estado de la tecnología.

24.1. PROTECCION DE LOS TRABAJADORES

24.1.1. MEDIDAS ADOPTADAS PARA ASEGURAR QUE LA EXPOSICIÓN A LAS RADIACIONES SE MANTENGA A NIVEL MAS BAJO QUE SEA RAZONABLEMENTE ALCANZABLE

En 1977 la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) aprobó unas recomendaciones básicas (publicación nº 26) que suponían la entrada en vigor de un sistema de protección radiológica basado en tres principios básicos: justificación, optimización y limitación de la dosis individual, que fue refrendado y reforzado en las nuevas recomendaciones de la ICRP adoptadas en 1990 (Publicación nº 60).

Estos tres principios básicos están incorporados a la legislación española en el mencionado Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

El principio de optimización, que tiene una jerarquía reconocida sobre los otros dos principios, constituye la base fundamental de la actual doctrina de la protección radiológica y se formula en los siguientes términos: *“Las dosis individuales, el número de personas expuestas y la probabilidad de que se produzcan exposiciones potenciales, deberán de mantenerse en el valor más bajo que sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores económicos y sociales”*.

La aplicación de este principio requiere, entre otros muchos aspectos, prestar una especial atención a todas y cada una de las medidas de protección radiológica encaminadas a la prevención de la exposición a radiaciones que, fundamentalmente, se basan en:

- ✓ La evaluación (previa a su puesta en práctica) del riesgo radiológico asociado a toda actividad que implique el uso de radiaciones ionizantes.
- ✓ La clasificación radiológica de los trabajadores involucrados en función del riesgo radiológico inherente al trabajo a desarrollar como parte de esa actividad.
- ✓ La clasificación radiológica de los lugares de trabajo en función de los niveles de radiación y de contaminación previsibles como consecuencia de esa actividad.
- ✓ La aplicación de normas y medidas de control adecuadas a las distintas categorías de trabajadores expuestos y a los distintos lugares de trabajo.

Estas medidas de carácter preventivo se recogen en los manuales de protección radiológica, que constituyen uno de los documentos oficiales de explotación de las instalaciones nucleares y del ciclo del combustible nuclear. Estos manuales de protección radiológica requieren la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear como paso previo a su primera entrada en vigor.

Así, en el sector nuclear eléctrico la aplicación práctica del principio de optimización (o principio ALARA) se realiza mediante el establecimiento de una sistemática, para la revisión de los trabajos radiológicamente más relevantes, con la identificación de tareas que suponen un mayor riesgo radiológico, preparación y planificación de dichas tareas, el seguimiento de las mismas para identificar y controlar las desviaciones sobre la planificación previa y, si procede, tomar las acciones correctoras necesarias. Finalmente se realiza una revisión posterior de los trabajos, analizando las desviaciones y sus causas con el objetivo de establecer futuras líneas de mejora.

Las tendencias actuales en los países tecnológicamente desarrollados consideran que la eficaz implantación del principio ALARA necesita de un serio compromiso y motivación con dicho

principio por parte de todos los estamentos de la organización de las centrales, desde los más altos niveles de Gerencia, hasta los ejecutores directos del trabajo, pasando por todos los niveles de gestión en los distintos departamentos de la organización relacionados con las dosis ocupacionales. Por esta razón las centrales nucleares españolas, desde el inicio de los 90, han venido modificando sus organizaciones de explotación con objeto de asegurar que todos los elementos de las mismas queden seria y formalmente comprometidas con el cumplimiento de dicho principio.

En línea con estas nuevas tendencias en la aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica, el CSN dedicó sus esfuerzos desde 1991 a la definición de las pautas y criterios para asegurar dicho compromiso y a impulsar una doctrina cuyas bases se establecen en la Guía de Seguridad 1.12 del CSN “Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares”. La puesta en práctica ha respondido al siguiente esquema general:

1. Un nivel directivo o gerencial responsable de impulsar y aprobar la cultura ALARA y los objetivos de dosis, y de proporcionar los recursos necesarios para desarrollar esta política.
2. Un nivel de ejecutivos responsable de proponer la política ALARA y los objetivos de dosis, así como de revisar las iniciativas y analizar los resultados obtenidos, tomando acciones correctoras.
3. Un nivel de técnicos responsables de realizar el análisis, planificación, seguimiento de los trabajos y revisión de los resultados obtenidos, así como de proponer acciones de mejora.

La puesta en práctica de esta doctrina se ha traducido en importantes modificaciones en las organizaciones de explotación de las centrales nucleares españolas, en las que se han constituido comités multidisciplinares en los que participan los responsables de los distintos departamentos de planta especialmente orientados a una eficaz implantación del principio ALARA, que se reúnen periódicamente para concretar y planificar las acciones necesarias para cumplir con ese objetivo, y prestan especial atención a aquellas actividades de planta que son más significativas desde el punto de vista radiológico.

Al igual que se ha comentado en el caso de las centrales nucleares, las instalaciones del ciclo del combustible y de almacenamiento de residuos cuentan con Programas de Reducción de Dosis y con las estructuras organizativas necesarias para una eficaz implantación del principio ALARA que, como es lógico, deben adaptarse a las particularidades y riesgos radiológicos intrínsecos que conllevan.

24.1.2. MEDIDAS ADOPTADAS PARA ASEGURAR QUE NINGÚN TRABAJADOR 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

En el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes se establecen los siguientes límites de dosis para los trabajadores expuestos de las instalaciones nucleares y del ciclo del combustible españolas:

- ✓ Límite de dosis efectiva: 100 mSv en cinco años oficiales consecutivos sujeto a una dosis efectiva máxima de 50 mSv en cualquier año oficial.
- ✓ Límite de dosis a la piel (promediado sobre 1 cm²): 500 mSv por año oficial.
- ✓ Límite de dosis al cristalino: 150 mSv por año oficial.

- ✓ Límite de dosis a manos, antebrazos, piel y tobillos: 500 mSv por año oficial.

Entre las funciones asignadas al CSN, se encuentra la de controlar las dosis de radiación recibidas por el personal de operación de las instalaciones nucleares y del ciclo del combustible españolas.

El control de las dosis de radiación recibidas por los trabajadores expuestos se realiza, en la mayor parte de los casos, mediante una vigilancia individual por medio de dosímetros físicos de carácter pasivo. Hay casos, no obstante, en los que, si el riesgo radiológico es suficientemente bajo, puede bastar con una vigilancia radiológica del ambiente en que los trabajadores desarrollan su actividad laboral.

La vigilancia dosimétrica de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes en España está regulada por el Reglamento anteriormente mencionado, en el que se establece que la dosimetría individual debe ser efectuada por los Servicios de Dosimetría Personal expresamente autorizados por el CSN.

En cumplimiento de esta función, el CSN estableció en la Guía de seguridad 7.1 (Requisitos técnico-administrativos para los Servicios de Dosimetría Personal Individual), los requisitos técnicos y administrativos que deben satisfacer aquellas entidades que deseen disponer de una autorización oficial como Servicios de Dosimetría Personal. El CSN estableció, asimismo, los ensayos necesarios para acreditar el adecuado funcionamiento de los sistemas dosimétricos, y los criterios de aceptación a ellos asociados.

Las disposiciones reglamentarias establecidas en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes determinan que a todo trabajador expuesto se le debe abrir un historial dosimétrico en el que se registren todas las dosis por él recibidas en el transcurso de su actividad laboral. Dichas disposiciones asignan al titular de la práctica la responsabilidad del archivo de dichos historiales hasta que el trabajador haya o hubiera alcanzado la edad de 65 años y nunca por un periodo inferior a 30 años, contados a partir de la fecha del cese del trabajador.

En 1985, el CSN acordó la implantación en España de un Banco Dosimétrico Nacional (BDN) en el que se centralizarían los historiales dosimétricos de todos los trabajadores expuestos en las instalaciones nucleares y del ciclo del combustible en España.

El BDN constituye una herramienta fundamental para el control regulador de las dosis recibidas por dichos trabajadores y permite:

- ✓ Disponer de información actualizada sobre los historiales dosimétricos de cada uno de los trabajadores.
- ✓ Hacer estudios estadísticos de carácter sectorial sobre las tendencias en la exposición a radiaciones de distintos colectivos de trabajadores, lo que permite identificar áreas de interés desde el punto de vista del principio ALARA.
- ✓ Estudiar las dosis resultantes del funcionamiento de cualquier instalación nuclear o radiactiva en España.

En el BDN, al cierre del ejercicio dosimétrico de 2010, había registros de un total de aproximadamente 16.771.437 mediciones dosimétricas, correspondientes a unos 295.796 trabajadores y a unas 53.293 instalaciones. Cada una de esas mediciones lleva asociada información sobre el tipo de instalación y el tipo de trabajo desarrollado por el trabajador.

Como hecho destacable cabe mencionar que, aunque para el personal expuesto el valor máximo reglamentario de dosis efectiva en cualquier año oficial es de 50 mSv:

- ✓ Un 99,63 % de los trabajadores controlados dosimétricamente (103.552) recibió dosis inferiores a 6 mSv/año.
- ✓ Un 99,97% de los trabajadores controlados dosimétricamente (103.906) recibió dosis inferiores a 20 mSv/año.

Esta distribución pone de manifiesto la buena tendencia de las instalaciones nucleares y del ciclo del combustible de nuestro país en relación al cumplimiento de los límites de dosis (100 mSv durante cinco años) establecidos en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

DOSIMETRÍA PERSONAL

Por lo que respecta a los resultados dosimétricos correspondientes al año 2010 para el conjunto de las centrales nucleares cabe destacar que fueron 9.286 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en esta área y que fueron controlados dosimétricamente. Estas lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 3.036,81 mSv.persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 0,93 mSv/año, considerando en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas¹.

La principal contribución a la dosis colectiva en este sector correspondió al personal de contrata (2.679,43 mSv.persona), con un total de 7.260 trabajadores y una dosis individual media de 0,97 mSv/año. En el caso del personal de plantilla la dosis colectiva fue de 357,38 mSv.persona, con un total de 2.172 trabajadores y una dosis individual media de 0,75 mSv/año.

Así, los resultados dosimétricos en las centrales nucleares españolas durante el año 2010 se presentan en la [tabla 7](#):

TABLA 7.

	Global	Plantilla	Contrata
Nº de trabajadores expuestos	9.286	2.172	7.260
Dosis colectiva (mSv*persona)	3.036,81	357,38	2.679,43
Dosis individual media (mSv/año)	0,93	0,75	0,97

En el año 2010 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la fábrica de Juzbado fueron 535. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 68 mSv.persona. Si se considera únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo es de 0,67 mSv/año,

Así, los resultados dosimétricos en la fábrica de elementos combustibles de Juzbado durante el año 2010 se presentan en la [tabla 8](#):

TABLA 8.

Nº de trabajadores expuestos	535
Dosis colectiva (mSv*persona)	68
Dosis individual media (mSv/año)	0,67

En el año 2010, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril fueron 221. Las lecturas dosimétricas supusie-

¹ Se considera dosis significativa aquella que supera en nivel de registro (0,1 mSv/mes)

ron una dosis colectiva de 3,84 mSv.persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,26 mSv/año, Así, los resultados dosimétricos en el centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril durante el año 2010 se presentan en la [tabla 9](#):

TABLA 9.

Nº de trabajadores expuestos	221
Dosis colectiva (mSv*persona)	3,84
Dosis individual media (mSv/año)	0,26

24.2. PROTECCIÓN DEL PÚBLICO

El Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes requiere expresamente la aplicación de la filosofía ALARA a la protección radiológica de los miembros del público. Esta filosofía se aplica a todas las etapas del licenciamiento de las instalaciones nucleares españolas 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.

24.2.1. LIMITACIÓN DE LAS DESCARGAS EN LAS INSTALACIONES NUCLEARES

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.

En las centrales nucleares, el desarrollo en detalle de dicho sistema de limitación, vigilancia y control de los efluentes radiactivos se incluye en el Manual de Cálculo de Dosis (MCDE) mientras que en el Centro de almacenamiento de residuos de El Cabril se desarrolla en el propio documento de Especificaciones.

A las centrales nucleares, tanto durante la operación como en la etapa de desmantelamiento, se aplica un límite de dosis efectiva de 0,1 mSv/año por cada unidad dentro del emplazamiento; este límite, que está referido a períodos de doce meses consecutivos, es aplicable al conjunto de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos.

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 CN José Cabrera, tras la parada definitiva de la central, que tuvo lugar el 30 de abril de 2006, han seguido siendo aplicables los mismos límites que estaban vigentes durante la operación de la

planta. Esos mismos límites también van a estar en vigor durante el desmantelamiento de la central, que se autorizó el 1 de febrero del 2010.

En el Centro de Almacenamiento de El Cabril se aplica el criterio de vertido nulo para los efluentes radiactivos líquidos, emitiéndose únicamente 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

Los titulares de las instalaciones nucleares españolas tienen que estimar mensualmente las dosis al individuo crítico del público, acumuladas en doce meses consecutivos, a partir de los resultados de los programas de muestreo y análisis de los efluentes radiactivos. Este cálculo se efectúa según la metodología del MCDE y en base a criterios muy conservadores con objeto de verificar el cumplimiento de los límites establecidos.

Desde el 2008 la contabilización de las actividades obtenidas mediante la aplicación de dichos programas de muestreo y análisis se viene efectuando conforme a los criterios de la recomendación 2004/2/Euratom, relativa a la información normalizada sobre los efluentes radiactivos gaseosos y líquidos vertidos al medio ambiente por las centrales nucleares y las plantas de reelaboración en condiciones de funcionamiento normal.

Los resultados de los programas de muestreo y análisis, así como las estimaciones de dosis y otros datos relevantes de los efluentes, son remitidos mensualmente al CSN.

Adicionalmente, de acuerdo al Artículo 53 del RPSRI, los titulares realizan con periodicidad anual una estimación de dosis al grupo de referencia teniendo en cuenta criterios más realistas. Los grupos de referencia equivalen a los grupos críticos tal y como están descritos en la publicación ICRP-60.

De acuerdo con las ETF, los titulares llevan a cabo programas de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) en la zona de influencia de las instalaciones nucleares. 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.

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 que 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.

De acuerdo al Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, los titulares deben implantar un Programa de mejora continuada conforme a la evolución de la normativa aplicable, a los avances tecnológicos y a la experiencia operacional. En concreto, el Artículo 8.3 de dicho reglamento establece que los titulares tienen que velar de modo continuo por la mejora de las condiciones de protección radiológica de su instalación y para ello, deberán analizar las mejores técnicas y prácticas existentes, de acuerdo con los requisitos que establezca el Consejo de Seguridad Nuclear, e implantar las que resulten idóneas a juicio de dicho organismo.

Así mismo, los titulares de las centrales nucleares deben llevar 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 ha definido para los efluentes líquidos y gaseosos de las centrales nucleares españolas unos “Niveles de referencia”, expresados en términos de actividad por 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 2008, 2009 y 2010 de las centrales nucleares españolas y del C.A. de El Cabril se resumen en las [Tablas 10 y 11](#), respectivamente.

En el caso de CN José Cabrera, los efluentes vertidos al medioambiente tras la parada de la central se han generado como consecuencia de las tareas realizadas previas al desmantelamiento.

Estos vertidos 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 considerados, que no han superado un 7,5% en el caso de las centrales nucleares españolas y un 24,5% en el caso del C.A. de El Cabril, del límite de descarga autorizado en cada caso.

TABLA 10.

ACTIVIDAD DE LOS EFLUENTES RADIATIVOS DE LAS CCNN ESPAÑOLAS (Bq).

	Centrales PWR						Centrales BWR	
	CN José Cabrera ⁽¹⁾	CN Almaraz I y II	CN Ascó I	CN Ascó II	CN Vandellós II	CN Trillo	CN Sta. Mª Garoña	CN Cofrentes
Efluentes Líquidos								
Año 2008								
Total salvo Tritio y Gases	$1,64 \times 10^8$	$6,24 \times 10^9$	$3,49 \times 10^9$	$8,24 \times 10^9$	$8,27 \times 10^9$	$9,20 \times 10^8$	$1,65 \times 10^8$	$1,32 \times 10^8$
Tritio	$1,28 \times 10^{11}$	$2,58 \times 10^{13}$	$2,60 \times 10^{13}$	$4,28 \times 10^{13}$	$1,99 \times 10^{13}$	$1,59 \times 10^{13}$	$4,87 \times 10^{11}$	$3,93 \times 10^{11}$
Gases Disueltos	--	LID	$1,96 \times 10^7$	$7,81 \times 10^8$	$2,14 \times 10^7$	(2)	$4,40 \times 10^7$	$9,42 \times 10^8$
Año 2009								
Total salvo Tritio y Gases	$6,73 \times 10^7$	$1,08 \times 10^{10}$	$6,79 \times 10^9$	$3,31 \times 10^9$	$7,54 \times 10^9$	$9,53 \times 10^8$	$4,85 \times 10^8$	$1,83 \times 10^8$
Tritio	$2,57 \times 10^{11}$	$2,74 \times 10^{13}$	$2,21 \times 10^{13}$	$2,43 \times 10^{13}$	$6,23 \times 10^{12}$	$2,02 \times 10^{13}$	$5,46 \times 10^{11}$	$6,35 \times 10^{11}$
Gases Disueltos	--	LID	$2,46 \times 10^8$	$1,55 \times 10^8$	$1,15 \times 10^8$	(2)	$1,28 \times 10^7$	$5,51 \times 10^6$

Centrales PWR						Centrales BWR		
	CN José Cabrera ⁽¹⁾	CN Almaraz I y II	CN Ascó I	CN Ascó II	CN Vandellós II	CN Trillo	CN Sta. M ^a Garoña	CN Cofrentes
Año 2010								
Total salvo Tritio y Gases		3,47 x 10 ⁹	3,17 x 10 ⁹	3,42 x 10 ⁹	3,19 x 10 ⁹	7,70 x 10 ⁸	2,66 x 10 ⁸	9,42 x 10 ⁷
Tritio		3,72 x 10 ¹³	2,07 x 10 ¹³	1,90 x 10 ¹³	2,80 x 10 ¹³	2,06 x 10 ¹³	6,67 x 10 ¹¹	1,88 x 10 ¹¹
Gases Disueltos		1,38 x 10 ⁸	3,12 x 10 ⁷	5,29 x 10 ⁷	9,07 x 10 ⁷	(2)	LID ⁽³⁾	1,29 x 10 ⁷
Efluentes Gaseosos								
Año 2008								
Gases Nobles	LID ⁽³⁾	3,87 x 10 ¹³	2,67 x 10 ¹²	3,36 x 10 ¹²	9,61 x 10 ¹²	3,77 x 10 ¹¹	1,87 x 10 ¹³	2,74 x 10 ¹³
Halógenos	LID ⁽³⁾	5,55 x 10 ⁷	LID ⁽³⁾	1,92 x 10 ⁶	1,11 x 10 ⁷	LID ⁽³⁾	5,56 x 10 ⁹	5,20 x 10 ⁹
Partículas	4,78 x 10 ⁶	9,28 x 10 ⁶	7,80 x 10 ⁶	7,27 x 10 ⁶	7,13 x 10 ⁶	3,83 x 10 ⁶	9,22 x 10 ⁷	2,40 x 10 ⁸
Tritio	1,43 x 10 ¹⁰	2,95 x 10 ¹²	1,25 x 10 ¹²	1,08 x 10 ¹²	1,80 x 10 ¹¹	8,77 x 10 ¹¹	1,31 x 10 ¹²	5,01 x 10 ¹¹
Carbono ⁽⁴⁾	- -	1,42 x 10 ¹¹	7,42 x 10 ¹¹	9,15 x 10 ¹¹	1,49 x 10 ¹¹	3,03 x 10 ¹⁰	2,43 x 10 ¹¹	3,09 x 10 ¹¹
Año 2009								
Gases Nobles	LID ⁽³⁾	1,08 x 10 ¹³	2,82 x 10 ¹²	2,58 x 10 ¹²	3,76 x 10 ¹¹	1,89 x 10 ¹²	2,93 x 10 ¹³	2,08 x 10 ¹³
Halógenos	LID ⁽³⁾	6,99 x 10 ⁴	LID ⁽³⁾	2,17 x 10 ⁵	1,90 x 10 ⁸	3,63 x 10 ⁷	1,54 x 10 ⁹	9,11 x 10 ⁹
Partículas	LID ⁽³⁾	2,10 x 10 ⁶	7,02 x 10 ⁶	7,25 x 10 ⁶	2,53 x 10 ⁷	1,48 x 10 ⁶	1,12 x 10 ⁸	2,41 x 10 ⁸
Tritio	6,55 x 10 ⁹	3,17 x 10 ¹²	4,23 x 10 ¹¹	4,13 x 10 ¹¹	3,48 x 10 ¹¹	8,52 x 10 ¹¹	1,06 x 10 ¹²	3,62 x 10 ¹¹
Carbono ⁽⁴⁾	- -	2,53 x 10 ¹¹	1,98 x 10 ¹¹	3,08 x 10 ¹¹	5,36 x 10 ¹⁰	3,69 x 10 ¹⁰	2,31 x 10 ¹¹	2,89 x 10 ¹¹
Año 2010								
Gases Nobles		1,13 x 10 ¹³	2,67 x 10 ¹²	3,01 x 10 ¹²	1,74 x 10 ¹¹	3,06 x 10 ¹²	1,13 x 10 ¹³	1,82 x 10 ¹³
Halógenos		1,07 x 10 ⁵	LID ⁽³⁾	LID ⁽³⁾	5,00 x 10 ⁷	2,45 x 10 ⁷	1,35 x 10 ⁹	1,20 x 10 ¹⁰
Partículas		2,03 x 10 ⁶	5,87 x 10 ⁶	4,36 x 10 ⁶	9,09 x 10 ⁶	9,98 x 10 ⁵	1,31 x 10 ¹⁰	1,45 x 10 ⁸
Tritio		3,72 x 10 ¹²	3,31 x 10 ¹¹	8,83 x 10 ¹¹	4,65 x 10 ¹¹	6,90 x 10 ¹¹	6,59 x 10 ¹¹	6,03 x 10 ¹¹
Carbono ⁽⁴⁾		2,71 x 10 ¹¹	1,29 x 10 ¹¹	3,27 x 10 ¹¹	4,99 x 10 ¹⁰	3,60 x 10 ¹⁰	1,14 x 10 ¹¹	3,60 x 10 ¹¹

⁽¹⁾ Central en parada definitiva desde 30-abril-06. Los efluentes vertidos se deben a tareas realizadas previas al desmantelamiento.

⁽²⁾ Los vertidos líquidos no arrastran gases disueltos por ser eliminados en el proceso de tratamiento de los mismos.

⁽³⁾ Límite inferior de detección.

⁽⁴⁾ Se determina desde el año 2008.

TABLA 11.
ACTIVIDAD DE LOS EFLUENTES RADIOACTIVOS DE EL CABRIL (Bq).

Efluentes gaseosos	Alfa total	Beta total	Gamma	Tritio	Carbono-14
Año 2008	$4,71 \times 10^3$	$1,29 \times 10^5$	LID	$1,25 \times 10^9$	$6,27 \times 10^8$
Año 2009	$8,16 \times 10^3$	$1,17 \times 10^5$	LID	$4,55 \times 10^9$	$1,62 \times 10^9$
Año 2010	$5,41 \times 10^3$	$1,39 \times 10^5$	LID	$9,06 \times 10^8$	$2,46 \times 10^8$

24.2.4. DESCARGAS NO PLANIFICADAS O NO CONTROLADAS

Para prevenir las descargas no planificadas o 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.

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.

ARTICULO 25 PREPARACIÓN PARA CASOS DE EMERGENCIA

Artículo 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 residuos 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 residuos radiactivos situada en las cercanías de su territorio.*

25.1. ASIGNACIÓN DE RESPONSABILIDADES ANTE SITUACIONES DE EMERGENCIA

El Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), en el que se establece la planificación y preparación ante situaciones de emergencia que puedan derivarse de accidentes en centrales nucleares en operación, o en parada mientras almacenen combustible gastado en sus piscinas

La Directriz Básica de Planificación de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico (DBRR), es la norma que contiene los criterios mínimos que habrán de seguir las distintas Administraciones Públicas y, en lo que corresponda, los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas reguladas, así como los titulares de otras instalaciones o actividades en las que pudiera existir excepcionalmente riesgo radiológico. Entre ellas estarían las instalaciones dedicadas al almacenamiento permanente de residuos radiactivos de media y baja actividad (El Cabril) y los almacenamientos temporales de residuos radiactivos de alta actividad tanto, los individualizados (ATIs), actualmente todavía bajo la normativa del PLABEN, como el futuro almacenamiento temporal centralizado (ATC). La transición en la aplicación del PLABEN a la aplicación de la DBRR para los ATI se realizará en un momento a determinar entre la autorización del desmantelamiento y la declaración de clausura de la instalación, previo informe del CSN y basándose en el análisis de riesgos de dicha instalación. En este sentido, el ATI de la central nuclear José Cabrera pasará a estar bajo la normativa de esta DBRR en el momento que se determine.

Tanto en el PLABEN como en la DBRR 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.

Todas las instalaciones de gestión de residuos tienen Planes de Emergencia Interiores. Los Planes de Emergencia Exteriores se elaboran conforme a las normativas mencionadas

Las principales autoridades competentes y organismos públicos implicados son los siguientes:

- ✓ El Ministerio del Interior tiene asignadas las responsabilidades que competen al Estado en materia de protección civil.
- ✓ El Consejo de Seguridad Nuclear tiene asignadas las responsabilidades que le son propias como único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.
- ✓ 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.
- ✓ La Empresa Nacional de Residuos Radiactivos ENRESA tiene la responsabilidad de actuar como apoyo a los servicios de protección civil, en la forma y circunstancias que se le requieran para la gestión de los residuos radiactivos.

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 el Estado Español, por el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, en la Ley de

creación del Consejo de Seguridad Nuclear, en las Normas Básicas de Protección Civil y de Autoprotección, y en el Real Decreto de creación de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A. (ENRESA). Como ya se ha comentado, existe un Real Decreto de aprobación del Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), un Real Decreto por el que se aprueba la Directriz básica de planificación de protección civil ante el riesgo radiológico (DBRR) y completa la casuística de emergencias el Real Decreto por el que se aprueba la Directriz Básica de Planificación de Protección Civil ante el Riesgo de Accidentes en los Transportes de Mercancías Peligrosas por Carretera y Ferrocarril, en el que se recogen disposiciones generales sobre emergencias que pudieran acontecer en el transporte de materiales radiactivos. El 7 de octubre de 2005 el Consejo de Ministros creó la Unidad Militar de Emergencias (UME), para proteger a los ciudadanos en situaciones de grave riesgo, catástrofe o calamidad, entre las que estarían las derivadas de emergencias en instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas. Se indica en la DBRR que la intervención de medios de la Unidad Militar de Emergencias (UME) deberá ser solicitada, de conformidad con lo establecido en la legislación y reglamentación vigente, por la autoridad que sea designada al efecto por el órgano competente de la Comunidad Autónoma.

✓ **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.

✓ **Norma Básica de Autoprotección**

Esta norma fue aprobada por el Gobierno, a propuesta del Ministerio del Interior, previo informe de la Comisión Nacional de Protección Civil (en la que estuvo representado el Consejo de Seguridad Nuclear), y publicada en el BOE mediante Real Decreto 393/2007, de 23 de marzo de 2007.

La norma básica de Autoprotección es aplicable a los centros, establecimientos y dependencias dedicados a actividades que puedan dar origen a situaciones de emergencia. Con relación a las instalaciones nucleares y radiactivas, se establece que sus planes de autoprotección (planes de emergencia interior) quedarán regulados conforme a lo establecido en el Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas.

✓ **Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN)**

El Plan Básico de Emergencia Nuclear fue aprobado por Real Decreto del Ministerio de Interior 1546/2004, 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 en el BOE de fecha 14 de julio de 2004 y ha sido modificado por el Real Decreto 1428/2009, de 11 de septiembre de 2009, publicado en el BOE de fecha 12 de septiembre de 2009.

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 y se definen en él, las actuaciones previstas por las Autoridades Públicas para la oportuna y adecuada protección de éstos. El PLABEN contiene

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)
- ⇒ Plan de Emergencia Nuclear del nivel Central de Respuesta y Apoyo (PEN-CRA), en el que se define la organización, estructura y funciones de índole Nacional ante situaciones de emergencia.

La modificación señalada viene a establecer que los PEN podrán denominar de manera distinta los grupos operativos y prever la existencia de otros grupos operativos adicionales, siempre que quede garantizado el cumplimiento de la totalidad de las funciones encomendadas a los mismos en el marco del Plan Básico y que en el órgano ejecutivo se dará cabida a un alcalde representante de cada zona I afectada por el PEN que será nombrado por el director del PEN, a propuesta de los alcaldes de zona I.

✓ Ley de Creación del CSN

La Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980, de 22 de abril de 1980, de creación del CSN, modifica las funciones atribuidas al CSN y, en concreto, amplía la cobertura de las funciones del CSN en materia de emergencias.

✓ Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR)

El Real Decreto 35/2008, de 18 de enero 2008, ha venido a modificar el Real Decreto 1836/1999 del Ministerio de Industria y Energía por el que se aprobó dicho Reglamento, que requiere que para la obtención de las autorizaciones preceptivas de la explotación o funcionamiento de una instalación nuclear o radiactiva, los solicitantes de éstas elaboren y presenten un Plan de Emergencia que se aprobará al concederse dichas autorizaciones.

En España no existe ninguna instalación que tenga por finalidad principal la gestión de combustible gastado; no obstante sí se dispone de una instalación que tiene por principal finalidad la gestión de desechos radiactivos que, según la Reglamentación española, está categorizada como instalación nuclear. Consecuentemente, esta instalación, al igual que las centrales nucleares, debe disponer de un Plan de Emergencia Interior que, es aprobado por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, previo informe preceptivo del CSN que lo evalúa considerando normas específicas nacionales e internacionales.

✓ Real Decreto de Ordenación de las Actividades de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A. (ENRESA)

El Real Decreto 1349/2003 de 31 de octubre sobre Ordenación de las Actividades de ENRESA y su Financiación establece entre sus cometidos que debe 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

✓ 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).

✓ **Directriz Básica de Planificación de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico.**

Esta Directriz fue aprobada por Real Decreto 1564/2010 de 19 de Noviembre para dar respuesta a los posibles accidentes, sucesos y circunstancias con potenciales repercusiones radiológicas, que pueden derivarse de las instalaciones, equipos, fuentes de radiación y actividades en los que por alguna circunstancia estén presentes las radiaciones ionizantes.

En particular, la DBRR resulta de aplicación en la elaboración, la implantación y el mantenimiento de la eficacia de los planes especiales de protección civil frente a emergencias radiológicas, en los ámbitos territoriales que lo requieran.

Será de aplicación a los planes especiales de protección civil que se desarrollen para dar respuesta a las emergencias radiológica que pudieran originarse como consecuencia de:

- a) Actividades o instalaciones que habitualmente utilizan sustancias nucleares o radiactivas.
- b) Accidentes en otras instalaciones o actividades no contempladas en el apartado anterior.
- c) Sucesos excepcionales que tienen su origen en actividades ilícitas cuya intención es provocar daño a las personas o bienes.

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, documentos preceptivos para la solicitud y concesión de la Licencia de funcionamiento de cualquier instalación nuclear y radiactiva.

Son objetivos básicos del nivel de respuesta interior:

- ⇒ Conducir la situación de la instalación o actividad a condición segura.
- ⇒ Prevenir o reducir la dispersión de material radiactivo.
- ⇒ Proteger a los trabajadores de la instalación o actividad y al personal de intervención dentro de la instalación.
- ⇒ Informar a las autoridades públicas sobre cualquier situación que requiera la aplicación de las medidas de protección a la población y colaborar con ellas en su puesta en práctica.
- ⇒ Tanto el Plan de Emergencia Interior como el Plan de Autoprotección establecerán los procedimientos de coordinación con los planes del nivel de respuesta exterior.

En este sentido, el titular de la instalación es responsable de operar correctamente la misma 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 la central y teniendo en cuenta la cantidad máxima de material radiactivo que podría liberarse al exterior de la instalación considerando una evolución conservadora del suceso iniciador de la emergencia Categoría I (Prealerta de Emergencia), Categoría II (Alerta de Emergencia), Categoría III (Emergencia en el Emplazamiento) y Categoría IV (Emergencia General).

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

En el ámbito de la DBRR, las actuaciones del nivel de respuesta interior que se lleven a cabo en las instalaciones o actividades en las que puedan producirse sucesos o accidentes que puedan dar lugar a situaciones de riesgo radiológico son responsabilidad de sus titulares.

Tras haberse dispuesto, dentro de la fase de desmantelamiento, en el Almacén Temporal Individualizado anejo a Central Nuclear José Cabrera el combustible gastado generado durante la operación, en base a nuevos supuestos de seguridad física que potencialmente podrían afectar a los contenedores alojados en el ATI, se ha pedido a ENRESA actual titular de la instalación, que revise el PEI vigente de dicha instalación para introducir el suceso de seguridad física mencionado de Categoría III.

✓ 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 se desarrollan en los procedimientos de actuación de los respectivos grupos operativos e incluyen entre otros los planes de actuación municipal en emergencia nuclear.
- ⇒ El Nivel Central de Respuesta y Apoyo configura el modelo de respuesta a nivel nacional para la movilización de los recursos y capacidades del Estado Español y coordinación de la ayuda internacional que fuese necesaria.

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 del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) para todos los aspectos relacionados con la seguridad

nuclear y la protección radiológica, coordinando éste a su vez a los diversos organismos y empresas públicas o privadas cuya participación sea necesaria para atender las funciones específicas que en emergencias tiene atribuidas el CSN.

- ⇒ El nivel de respuesta exterior en el caso de la DBRR se pondrá en práctica mediante planes de emergencia radiológica que tendrán el carácter de planes especiales y cuyo desarrollo, implantación y efectividad es responsabilidad de las Administraciones Públicas competentes.

El nivel de respuesta exterior se estructurará, a su vez, en los siguientes planes de emergencia radiológica:

- Planes especiales de actuación municipal frente a emergencias radiológicas, que formarán parte del Plan de Comunidad Autónoma.
- Planes especiales de las Comunidades Autónomas frente a emergencias radiológicas.
- Plan especial estatal frente a emergencias radiológicas.

Los Planes Autonómicos se circunscribirán a su ámbito territorial y competencial, e incluirán los planes de actuación municipal que se consideren necesarios.

El Plan Estatal establecerá los mecanismos de apoyo a los Planes Autonómicos, cuando lo solicite su correspondiente órgano de dirección, así como los mecanismos para asumir la dirección y coordinación de la emergencia si la situación se declara de interés nacional.

✓ 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 tiene desarrollado un Plan de Actuación en Emergencia, cuya revisión 4 fue aprobada el 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 permanentemente personal a retén, de rota-

ción semanal, que debe responder en los primeros momentos de la emergencia desde la SALEM, y si así se le indica por la dirección, personarse en los lugares afectados por la misma. Así mismo el CSN mantiene contrato con una UTPR con el fin de poder disponer de personal especializado en cualquier lugar del territorio en un tiempo tal que permita garantizar que podrán ser asumidas las funciones encomendadas al CSN en emergencia nuclear o radiológica.

En el [Anexo E](#) 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 los actuantes en emergencias, así como la planificación y ejecución de los ejercicios y simulacros, vienen recogidos básicamente en el PLABEN y en las directrices que lo desarrollan aprobadas por resolución del 7 de junio de 2005 de la Subsecretaría del Ministerio del Interior, a saber: Directriz de información previa a la población, directriz de formación y capacitación de actuantes, y directriz para los programas de ejercicios y simulacros de los planes de emergencia nuclear.

Las actividades de capacitación y entrenamiento del personal de respuesta a emergencias está sometido 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. Estos programas incluyen cursos teóricos y prácticos, ejercicios de entrenamiento, y simulacros parciales y generales para verificar el grado de preparación del personal, de los sistemas y equipos de apoyo.

En lo que respecta a la instalación de gestión de residuos radiactivos de media y baja actividad, se realiza preceptivamente un simulacro de emergencia interior con carácter anual. El objetivo de dicho simulacro de emergencia es comprobar la operatividad 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 todas las instalaciones nucleares, mediante la activación y actuación de la ORE en la SALEM. La actuación 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 la ORE. Además, en estos simulacros se practica la coordinación del CSN con las correspondientes Autoridades Provinciales y Nacionales, con objeto de verificar la eficacia general de los procedimientos existentes.

Adicionalmente, y con motivo de la realización del simulacro el CSN desplaza a las instalaciones a personal inspector para comprobar la operatividad del Plan de Emergencia Interior y realizar in situ el seguimiento del simulacro; con el objeto de poder 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 tiene suscritas con el OIEA, la Convención de Pronta Notificación de Accidentes Nucleares, cuyo punto de contacto es la SALEM del CSN y la Convención de Asistencia

Mutua en caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica cuyo punto de contacto es la Sala de Coordinación Operativa (SACOP) de la DGPC y E.

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.

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.

En 2009 el CSN suscribió un Acuerdo Específico de colaboración relativo a la Planificación, la Preparación y la Gestión de Situaciones de Emergencia Nuclear o Radiológica con la Autoridad de Seguridad Nuclear Francesa.

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 de la OCDE, ejercicios CONVEX del OIEA y ejercicios bilaterales con Portugal. El CSN participa en estos ejercicios, activando en algunos de ellos su ORE, 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.

Como culminación de la Presidencia de turno de la UE, con el fin de ensayar los procedimientos de colaboración entre los módulos de intervención de diferentes Estados Miembros, en el marco del Mecanismo de Cooperación de Protección Civil de la Unión Europea (MIC), se realizó un ejercicio denominado PRES UE 2010 simulando un accidente ocurrido en territorio español, producido en el aterrizaje de una aeronave, que además de incendio y víctimas de diversa consideración, se incluyó la presencia de un ambiente contaminado por radiaciones ionizantes. El ejercicio se encuadró dentro del marco del Proyecto de Coordinación de Respuesta Rápida Europea EU RRC 7, en el participaron las organizaciones nacionales involucradas en este tipo de emergencias, entre ellas el CSN así como organizaciones de diversos países de la UE.

Promovido por la Agencia Nuclear Europea de la OCDE, España ha desarrollado en 2010 el ejercicio INEX-4, el supuesto fue el estallido de una “bomba sucia” en una zona neurálgica de Madrid, con gran impacto para la población, los bienes y el medio ambiente, el ejercicio centrado en la fase de recuperación, esto es, el inicio se iniciaba después de transcurridos 15 días desde el momento en que se declaró la emergencia, con el objetivo de identificar, aplicar o mejorar procedimientos aplicables en esta fase de la emergencia radiológica. El ejercicio se planificó y se ejecutó siguiendo lo que al respecto se establece en la DBRR aprobada días antes del ejercicio.

En España INEX-4 no sólo ha realizado la parte obligatoria del ejercicio de gabinete, cuyo objetivo fue verificar las capacidades de análisis y el proceso de toma de decisiones por parte de las organizaciones involucradas, denominado “ejercicio de mesa”, que se realizó el 23/11/2010, sino que también realizó el 2/12/2010, con carácter voluntario un “ejercicio de campo” de coordinación operativa entre las organizaciones involucradas en emergencias radiológicas donde

participaron efectivos radiológicos, sanitarios, de rescate, salvamento, de seguridad, etc., denominado, en el campo de prácticas de la Escuela Nacional de PC.

Tanto en el PRES UE 2010 como en el INEX-4, tuvo una participación muy significativa Enresa para realizar la gestión como residuos radiactivos, tanto de las hipotéticas fuentes afectadas como de los propios residuos radiactivos que se generarían en emergencias de este tipo.

ARTÍCULO 26 CLAUSURA

Artículo 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 la legislación española, desmantelamiento es el proceso por 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 cumplimiento¹.

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

La organización y responsabilidades en el desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas están definidas legalmente por los Reales Decretos 1836/1999, de 3 de diciembre por el que se aprueba el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, modificado por el Real Decreto 35/2008 y por el Real Decreto 1349/2003, de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de ENRESA y su financiación, modificado por la Ley 11/2009.

Específicamente, la modificación impuesta por la Ley 11/2009 supone una revisión del sistema de responsabilidades al establecer que

¹ Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre y según modificación del Real Decreto 35/2008, de 18 de enero.

“...el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, constituye un servicio público esencial que se reserva a la titularidad del Estado, de conformidad con el artículo 128.2 de la Constitución Española.

Se encomienda a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S. A. (ENRESA), la gestión de este servicio público, de acuerdo con el Plan General de Residuos Radiactivos aprobado por el Gobierno.

A estos efectos, ENRESA se constituye como medio propio y servicio técnico de la Administración, realizando las funciones que le sean encomendadas por el Gobierno...”

Según se indicaba en el tercer Informe Nacional, de acuerdo con el artículo 4, apartado e) del Real Decreto 1349/2003, la responsabilidad de la gestión de las operaciones derivadas de la clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas corresponde a ENRESA. Por su parte, el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas indica que cuando cesa 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. Para la concesión de la autorización de desmantelamiento, el titular de la autorización de explotación debe previamente haber acondicionado los residuos radiactivos de operación que hayan sido generados durante la explotación de la misma (art. 28) de acuerdo con los criterios de aceptación de la instalación de almacenamiento a la que vayan a ser transferidos. En segundo lugar, el titular de la instalación debe haber descargado el combustible del reactor y de las piscinas de almacenamiento del combustible irradiado o, en defecto de esto último, disponer de un plan de gestión del combustible gastado aprobado por el MITYC, previo informe del CSN (art. 28).

Como se indicó en el Tercer Informe Nacional, las obligaciones se concretan y se establecen detalladamente, además, en un contrato entre ENRESA y los propietarios de las centrales nucleares que cuenta con la aprobación del MITYC.

26.2. FINANCIACIÓN DEL DESMANTELAMIENTO

Como se ha indicado previamente en la Sección F de este informe, artículo 22 (Recursos Humanos y Financieros), la modificación de la Ley de Energía Nuclear mediante la inclusión de un artículo 38 bis relativo a la “Gestión de los residuos radiactivos”, redefine el sistema de financiación para las actividades desarrolladas por ENRESA bajo el marco del correspondiente PGRR, cuyo ámbito de responsabilidad incluye también el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares.

Con carácter general, la financiación del desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares, está definida y regulada por la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico. En su disposición adicional sexta, modificada por la Ley 11/2009, de 27 de octubre, se establecen dos vías de financiación diferentes, según se ha descrito en el Art. 22.2., en consideración a su estado operacional a la fecha de 1 de enero de 2010. Con respecto a la Fábrica de Elementos Combustible de Juzbado, se establece una tasa específica que cubre el coste integrado de los servicios de gestión de residuos radiactivos y de desmantelamiento y clausura.

26.3. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y EMERGENCIAS DURANTE EL DESMANTELAMIENTO

Tal y como se describe en el anterior informe nacional, las instalaciones nucleares en fase de desmantelamiento siguen siendo consideradas instalaciones nucleares hasta la concesión de la de-

claración de clausura de las mismas. Por lo tanto, lo señalado en el apartado referente al cumplimiento de lo dispuesto en los artículos 24 «Protección radiológica operacional» y 25 «Preparación para casos de emergencia» de esta convención es plenamente de aplicación durante la fase de desmantelamiento de las instalaciones nucleares.

26.4. ARCHIVO DOCUMENTAL PARA EL DESMANTELAMIENTO Y CLAUSURA

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 está contenida en el RINR. Este Reglamento exige que toda instalación nuclear autorizada disponga de un documento que recoja específicamente las previsiones de desmantelamiento y clausura de la instalación (art. 20 j RINR) y, añade en su revisión referida, que describirá, entre otras, las relativas a la gestión final de los residuos radiactivos que se generen y el estudio del coste y las previsiones económicas y financieras para garantizar la clausura y que éste forme parte de la documentación oficial de explotación.

Así mismo, 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 centrales nucleares con objeto de su desmantelamiento y clausura.

Los acuerdos de transferencia a ENRESA de la titularidad de las instalaciones a clausurar, establecen contractualmente los mecanismos y procedimientos que le permiten el acceso a todos los archivos de operación de la instalación. De esta manera, ENRESA puede utilizar toda la información disponible que considere relevante para el diseño y la ejecución del plan de desmantelamiento y clausura de dicha instalación.

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

SECCIÓN G

SEGURIDAD DE LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO

SECCIÓN 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 residuos 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.*

El combustible gastado generado en las centrales nucleares españolas se va almacenando de manera temporal en las piscinas asociadas a los reactores en operación, y en las instalaciones de almacenamiento temporal en seco individualizadas (ATIs) existentes en los emplazamientos de las centrales nucleares de Trillo y José Cabrera (esta última en fase de desmantelamiento). Ambas instalaciones de almacenamiento en seco utilizan contenedores, de tecnología norteamericana, de diferente diseño en uno y otro caso: Contenedores metálicos de doble propósito, aprobados para almacenamiento y transporte en el caso de la central nuclear de Trillo y contenedo-

res de hormigón y metal, en el caso de la central de José Cabrera, que se acompaña de un contenedor de transporte. En el futuro se prevé disponer de un ATI en CN Ascó, semejante al existente en CN José Cabrera, y un ATC (Almacén Temporal Centralizado) de almacenamiento en seco en bóvedas refrigerado por aire en convección natural.

Las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado son instalaciones nucleares o parte de instalaciones nucleares y se rigen por el marco legal y regulador general aplicable a dicho tipo de instalaciones, expuesto en la Sección E de este informe, constituido básicamente por la Ley sobre Energía Nuclear, el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes y la legislación medioambiental, además de por las Instrucciones del Consejo emitidas recientemente por el Consejo de Seguridad Nuclear (IS) siguientes, de carácter vinculante:

- ✓ Instrucción IS-20 sobre requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado, publicada el 18 de febrero de 2009.
- ✓ Instrucción IS-26 sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, publicada el 8 de junio de 2010.
- ✓ Instrucción IS-29 sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad, publicada el 2 de noviembre de 2010.

Estas instrucciones incorporan los requisitos del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), y los niveles de referencia de WENRA, y en caso de la IS-26 los requisitos de seguridad de la Directiva del Consejo Europeo sobre seguridad de instalaciones nucleares (2009/71/EURATOM)

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 los sistemas e las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado son requisitos de seguridad, que se incorporan mediante la aplicación de sistemas técnicos y administrativos o de control, sometidos a análisis, evaluación y vigilancia.

Las medidas adoptadas por los titulares de las instalaciones para el cumplimiento de estos requisitos se encuentran descritas en los Estudios de Seguridad (ES), documento oficial presentado con la solicitud de las autorizaciones en las diferentes fases de la instalación, y en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETFs) también documento preceptivo para la explotación de las instalaciones nucleares.

Estas medidas tienen en cuenta los criterios establecidos en las normas técnicas del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), además de la normativa del país de origen de la tecnología (el Apéndice B de US 10CFR 50 en caso de las piscinas y el US 10 CFR 72 en el caso de los sistemas e instalaciones de almacenamiento en seco). Estos criterios y requisitos han sido incorporados a la normativa nacional a través de las instrucciones del Consejo antes citadas, en particular en la IS-20 e IS-29.

4.1.1. MEDIDAS PARA GARANTIZAR EL MANTENIMIENTO DE LAS CONDICIONES SUBCRÍTICAS

El criterio de diseño adoptado para el mantenimiento de las condiciones subcríticas en las instalaciones de almacenamiento de combustible, (tanto en las piscinas, como en los contenedores de

almacenamiento en seco utilizados en los ATI en Trillo y José Cabrera, y de Ascó, así como en el diseño básico del ATC evaluado por el CSN) es que el factor de multiplicación neutrónica (K_{eff}) sea menor de 0,95 en condiciones de operación normal, accidente, incertidumbres y situación más reactiva.

Los métodos utilizados para mantener las condiciones subcríticas son los siguientes:

En las piscinas asociadas a los reactores nucleares, mediante

- ✓ El mantenimiento de una configuración geométrica segura,
- ✓ La utilización de venenos neutrónicos (disueltos en el agua o integrados en las estructuras de los bastidores de almacenamiento),
- ✓ La limitación del enriquecimiento inicial y dando crédito al grado de quemado. La aplicación de estos métodos varía de unas instalaciones a otras según se especifica a continuación.

En relación con lo anterior, se indica que el crédito al grado de quemado en las centrales PWR se incorporó con la operación de re-racking para el incremento de la capacidad de las piscinas, quedando divididas estas en dos regiones, la región II destinada a almacenar combustible que supere un determinado grado de quemado en función de enriquecimiento inicial, y la región I, donde puede almacenarse combustible fresco y combustible irradiado que no alcance las condiciones para su almacenamiento en la región II. En las centrales BWR, el margen del 5% de subcriticidad se mantiene por medio de las medidas citadas en el párrafo anterior.

En cuanto a los contenedores de almacenamiento en seco utilizados en los ATI existentes en los emplazamientos de las centrales nucleares Trillo y José Cabrera, los métodos para mantener las condiciones subcríticas están basados en:

- ✓ La geometría inherente del bastidor que alberga al combustible,
- ✓ La incorporación de paneles absorbentes neutrónicos fijados permanentemente al bastidor,
- ✓ Los límites administrativos sobre enriquecimiento máximo del combustible en U-235 y la concentración mínima de boro disuelto en el agua de carga y descarga del combustible en los contenedores o cápsulas.

En el caso de la instalación ATC prevista, las medidas para prevenir la criticidad del diseño genérico evaluado están basadas en:

- ✓ El manteniendo una geometría favorable en las capsulas de almacenamiento, y
- ✓ La limitación del número de elementos combustibles por cápsula,
- ✓ La consideración de márgenes de seguridad para los parámetros que determinan la criticidad acordes a las incertidumbres de los datos y métodos de análisis, y
- ✓ La implantación de medios para la vigilancia y alarma de la criticidad en las áreas en las que el combustible se manipula o almacena transitoriamente antes de su transferencia al tubo de almacenamiento.

4.1.2. MEDIDAS PARA GARANTIZAR LA ADECUADA REMOCIÓN DE CALOR

En las piscinas de almacenamiento temporal de combustible, el sistema de refrigeración cumple las funciones de seguridad de eliminar el calor de desintegración generado sin sobrepasar las temperaturas límites establecidas y mantener un nivel mínimo de agua por encima de los elementos de combustible ante cualquier situación, que garantice el blindaje adecuado.

La sustitución de bastidores llevada a cabo en todas las piscinas de las centrales, la más reciente en la piscina Este de la CN Cofrentes, finalizada en el año 2009, ha llevado asociado el análisis y

cálculo del calor residual y la re-evaluación de los sistemas de refrigeración, adoptándose las medidas necesarias en su caso.

En cuanto a los contenedores de almacenamiento de los ATI de la CN de Trillo, CN de Ascó y CN de José Cabrera, 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 de Trillo, la evacuación de calor se encuentra facilitada por los discos de aluminio del bastidor y las aletas bimetálicas de acero inoxidable y cobre dispuestas radialmente en la envolvente del blindaje neutrónico.
- ✓ En el caso de los contenedores de almacenamiento de José Cabrera y Ascó, estos están dotados de una estructura de metal y hormigón ventilada, por convección natural, que permite el enfriamiento de la cápsula albergada en su interior.

En el caso del ATC, está previsto que su ventilación se realice mediante un sistema de refrigeración por convección natural de aire, diseñado de manera que las estructuras que cumplen una función de seguridad permanezcan por debajo de los límites de temperatura para prevenir la degradación de las vainas del combustible gastado.

Para ello, cada bóveda de almacenamiento dispondrá de un circuito de enfriamiento independiente basado en la convección natural por aire. El aire exterior entrará por las tomas de aire, se dirigirá al plenum inferior de la bóveda y circulará por el interior de la doble camisa que rodea los tubos de almacenamiento. El aire caliente desembocará en el plenum superior de la bóveda antes de su descarga al exterior a través de la chimenea. Una placa metálica dispuesta a una altura intermedia dentro la bóveda garantiza la separación del plenum de entrada inferior y del volumen interno de la bóveda.

4.2. MEDIDAS PARA ASEGURAR QUE LA GENERACIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS DEBIDA A LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO SE MANTENGA AL NIVEL MÁS BAJO POSIBLE

La minimización de la generación de residuos es un principio incluido en el ordenamiento legal de la energía nuclear (Artículo 38 de la Ley de la Energía Nuclear según modificación de 7 de noviembre-Ley 33/2007). En lo que respecta al combustible gastado, la minimización de residuos está orientada a reducir, tanto como sea posible, los residuos secundarios que se producen en la purificación del agua de las piscinas de las centrales nucleares y los filtros de los sistemas de limpieza y ventilación del aire de los edificios en donde están ubicadas éstas. Los procedimientos empleados a este fin son supervisados por el CSN.

4.3. MEDIDAS PARA TENER EN CUENTA LAS INTERDEPENDENCIAS ENTRE LAS DISTINTAS ETAPAS DE LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO

El marco legal y regulador existente en España, establece las bases técnicas y administrativas para el desarrollo de las interfases entre los diferentes responsables involucrados en la gestión del combustible gastado, de manera que se tenga en cuenta el requisito de interdependencia que garantice su transferencia de una etapa de gestión a otra en las condiciones óptimas de seguridad y con la información necesaria.

Las medidas técnicas para la implantación de este requisito de interdependencia entre etapas de gestión se realiza básicamente a través de la implementación del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado, documento oficial para la explotación de las instalaciones

nucleares, que es sometido al CSN previamente a su aprobación por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

En 2008, el CSN emitió la Guía de Seguridad 9.03 que establece los objetivos, criterios y contenidos de los planes de combustible gastado y residuos. Las medidas contempladas en dicha guía, que están siendo progresivamente implantadas en los planes de gestión del combustible y los residuos, están orientadas a:

- i) Proporcionar una visión clara en cada momento del inventario pormenorizado de elementos combustibles, así como el grado de caracterización de los mismos.
- ii) Definir los objetivos y alcance de los programas de inspección y vigilancia del comportamiento de los combustibles irradiados
- iii) Definir las medidas adicionales de caracterización de los combustibles gastados que sean necesarias para cumplir con los requisitos de etapas de gestión posteriores.
- iv) Recopilar y analizar la experiencia de almacenamiento propia, identificando los aspectos de seguridad que sea necesario revisar,
- v) Realizar el seguimiento de los desarrollos internacionales y del país origen de la tecnología, identificando las actividades de I+D de aplicación, y determinar las necesidades de I+D propias o de participar en proyectos internacionales.

Durante 2009 y 2010, todos los planes de gestión del combustible y residuos de las centrales nucleares en operación han sido revisados por los titulares de las mismas para su adaptación a la Guía 9.03 mencionada. Estos planes han sido evaluados por el CSN, y a fecha de elaboración de este informe una gran parte de ellos han sido ya aprobados y otros están en fase de aprobación.

Por otra parte, los titulares responsables de la gestión del combustible, el Sector Eléctrico y ENRESA, con la colaboración de ENUSA (empresa responsable de la fabricación de los combustibles), han llevado a cabo dos Proyectos de Cooperación Integrados, en dos centrales nucleares, una de tipo PWR y otra de tipo BWR, para la mejor implementación de la Guía del CSN, referida. Los resultados de estos proyectos están siendo analizados para determinar la viabilidad de su implantación dentro de los programas de mejora.

4.4. MEDIDAS PARA LA PROTECCIÓN DE LAS PERSONAS, LA SOCIEDAD Y EL MEDIO AMBIENTE

El marco legal existente en España aplicable a las instalaciones nucleares y radiactivas contiene un conjunto de disposiciones 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 las Secciones E y F de este informe.

Estas disposiciones aplican a las instalaciones de gestión del combustible gastado, tanto a las asociadas a las centrales nucleares, como a las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado independientes, ya que estas últimas tendrían el tratamiento de instalaciones nucleares en si mismas con un periodo de operación limitado.

Las medidas de carácter general adoptadas en relación con la protección de los trabajadores, y las relativas al control y vigilancia de efluentes y a la optimización de la protección radiológica en centrales nucleares fueron expuestas en informes anteriores.

En cuanto a las medidas de protección radiológica en el caso de las instalaciones de almacenamiento:

- ✓ El artículo 38 de la Ley de Energía Nuclear indica que las organizaciones responsables de las instalaciones: *“deberán adoptar las medidas apropiadas en todas las eta-*

pas de gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, con el fin de que se proteja adecuadamente a las personas, cosas y medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro, contra los riesgos radiológicos y de manera que la producción de residuos, en cantidad y actividad, sea la menor posible, conforme a la práctica científica existente en cada momento. ”

- ✓ la Instrucción del Consejo IS-29, antes citada, indica expresamente el diseño de la instalación y la operación en condiciones normales deben proporcionar un nivel de protección aceptable asegurando que las dosis se mantienen por debajo de los límites establecidos en la Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes y en su caso, por debajo de una fracción de dichos límites que se hubiera establecido (restricción de dosis).
- ✓ Así, en particular, la apreciación favorable del CSN sobre el diseño genérico de la instalación de almacenamiento temporal centralizada (ATC) requiere que en el diseño de detalle de la instalación se tendrá cuenta el criterio radiológico de la restricción de dosis operacional estableciendo una fracción de un décimo del límite establecido en el Reglamento de Protección Radiológica contra las radiaciones ionizantes, y fija un valor de 0.1 mSv/año, como el límite máximo del potencial impacto radiológico al público debido al vertido de efluentes líquidos o gaseosos.

En cuanto a las medidas de protección del medio ambiente, estas se rigen por la normativa nacional de evaluación del impacto ambiental, que incorpora las Directivas del Consejo y el Parlamento Europeo, 97/11/CE, 85/337/CEE y 96/617CE, cuyo texto ha sido refundido Real Decreto Legislativo 1/2008 citado en la Sección F de este informe. Según esta normativa las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado proyectadas por más de 10 años en un lugar distinto del lugar de producción están sometidas a la declaración de impacto ambiental.

De acuerdo con lo anterior las instalaciones de almacenamiento en seco existentes en el emplazamiento de las centrales de Trillo y José Cabrera y la prevista en la central de Ascó, en fase de licenciamiento, han sido sometidas a la evaluación de impacto ambiental (EIA). Igualmente el licenciamiento del ATC llevara asociada el correspondiente EIA.

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 los riesgos biológicos, químicos y de otro tipo distintos de los radiológicos asociados a la gestión del combustible gastado está regulada por la normativa común a otras actividades industriales que entrañan estos tipos de riesgos, constituida básicamente por la legislación de evaluación de impacto ambiental, que traspone las Directivas de la Unión Europea. La autorización de las instalaciones de gestión del combustible gastado requiere una evaluación de impacto ambiental que tiene en cuenta estos riesgos.

Por su parte, 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.

En este sentido, también es importante lo dispuesto en la Guía de Seguridad del CSN nº 1.6 sobre “Sucesos notificables en Centrales Nucleares”, que requiere que los sucesos que a juicio del titular de las mismas pudieran tener repercusiones públicas significativas (incluyendo variaciones ambientales y accidentes laborales) deben ser puestos en conocimiento de dicho organismo.

4.6. MEDIDAS PARA EVITAR REPERCUSIONES EN GENERACIONES FUTURAS MAYORES QUE LAS PERMITIDAS PARA LAS GENERACIONES PRESENTES

Este principio de protección de futuras generaciones no incide directamente sobre las instalaciones de gestión de combustible gastado actualmente existentes y en fase de licenciamiento en España, por tratarse de instalaciones de almacenamiento temporal, cuya vida de diseño y operación, aunque no definida explícitamente, está asociada a la vida de las centrales nucleares en operación. Es el caso de las piscinas de las centrales nucleares y del almacén en seco de la central de Trillo. En el caso de la central José Cabrera su vida está en principio ligada al final del desmantelamiento y por tanto es limitada.

En cuanto a la instalación de almacenamiento temporal centralizada (ATC), cuyo diseño conceptual genérico (sin emplazamiento específico) ha sido apreciado favorablemente por el CSN, la vida de diseño prevista es de 100 años y la de operación de 60 años, estando también limitadas. En todo caso se trata de periodos de tiempo que están dentro de intervalos normales, siendo de aplicación los criterios de protección radiológica actualmente en vigor para el público y el medioambiente, establecidos en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes, o una fracción de los mismos de manera que se garantice que la exposición potencial se mantiene en el valor más bajo que razonablemente sea posible alcanzar.

Esta fracción del límite de dosis ha sido fijada en 0,1mSv/año en los límites y condiciones de la apreciación favorable del diseño genérico del ATC, según se ha indicado en el [apartado 4.4](#) de este informe.

No obstante, como se ha mencionado en el apartado anterior, considerando que las actividades de gestión del combustible y los residuos pueden involucrar a varios responsables y abarcar periodos más largos, la Ley de Energía Nuclear en su artículo 38 en referencia las medidas a tomar por las organizaciones responsables de instalaciones nucleares indica que: *deberán adoptar las medidas apropiadas en todas las etapas de gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, con el fin de que se proteja adecuadamente a las personas, cosas y medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro.*

4.7. MEDIDAS PARA EVITAR QUE SE IMPONGAN CARGAS INDEBIDAS A LAS GENERACIONES FUTURAS

Las principales medidas para asegurar que no se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras son:

- a) Clara asignación de responsabilidades del productor y del implementador (ENRESA) y del regulador en cuanto a los requisitos de seguridad física y radiológica exigible en el muy largo plazo,
- b) Provisiones de fondos para la financiación de las actividades involucradas, en cuanto a las necesidades de mantenimiento, control y vigilancia de manera que la generación que se beneficia de la producción de electricidad u otros servicios mediante instalaciones radiactivas paga los costes asociados a los residuos generados hasta su disposición final. 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 contiene las provisiones para la constitución, aplicación y gestión del fondo económico para la financiación de las medidas necesarias para el mantenimiento y vigilancia de este tipo de instalaciones.

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 temporal de combustible irradiado existentes, según se detalla en el [apartado D.1](#) de la Sección D de este informe, son las piscinas de las centrales nucleares y los dos almacenes temporales individualizados (ATI) de contenedores ubicados en los emplazamientos de las centrales de Trillo y Jose Cabrera.

Durante el periodo de tiempo cubierto por este informe han tenido lugar los siguientes hechos destacables:

- ✓ La finalización en 2009 de la operación de sustitución de los bastidores de la piscina Este de la central nuclear de Cofrentes, por otros más compactos con acero borado lo que ha supuesto un aumento de la capacidad de almacenamiento en 1.201 posiciones adicionales y el retraso de la fecha de saturación de la piscina hasta el año 2021. Con esta operación se ha completado el re-racking de las piscinas de los ocho reactores en operación en su mayoría llevadas a cabo en la década pasada, según se describe en informes anteriores.
- ✓ La carga y traslado de los 377 elementos combustibles de la piscina de la central nuclear José Cabrera al ATI, donde se encuentran almacenados en 12 contenedores. Esta operación iniciada en enero de 2009, finalizó en septiembre del mismo año, previamente a la concesión de la autorización del plan de desmantelamiento de la central y transferencia de la titularidad de la misma a ENRESA, de acuerdo con lo requerido en la reglamentación (una vista de la esta instalación de almacenamiento se muestra en la [Figura 5](#)). La piscina actualmente solo contiene los “residuos especiales” constituidos por aditamentos de los elementos combustibles e internos del reactor, que está previsto cargar en 4 contenedores para su ubicación junto al resto.
- ✓ La finalización de la evaluación de seguridad de la modificación del diseño de los contenedores en uso en el ATI de la central de Trillo para almacenar combustible de mayor grado de quemado, de hasta 47 MWd/TU y 9 años de enfriamiento, autorizada en octubre de 2009.

Esta instalación, con capacidad para 80 contenedores del tipo de los actualmente aprobados y en uso, está en operación desde el año 2003 y a final de 2010 se encontraban en su interior 20 contenedores con 420 elementos combustibles. Una vista de esta instalación de almacenamiento se muestra en la [Figura 6](#).



Figura 5. Vista de ATI de la Central Nuclear de José Cabrera.



Figura 6. Vista del ATI de la Central Nuclear de Trillo.

5.2. MEDIDAS ADOPTADAS PARA LA REVISIÓN DE LA SEGURIDAD DE LAS INSTALACIONES EXISTENTES

La revisión de la seguridad de las piscinas asociadas a las centrales nucleares forma parte de la evaluación de la seguridad de las propias centrales y de la Revisión Periódica de la Seguridad

(RPS), que se realiza cada diez años para cada instalación, coincidiendo con la renovación de la autorización de explotación de las plantas. Durante el periodo cubierto por este informe se ha llevado a cabo la RPS de las centrales nucleares de Santa M^a de Garoña, Almaraz, Vandellós II, estando en fase de evaluación la RPS de Cofrentes.

Adicionalmente, según se ha dado cuenta en informes anteriores, se han llevado a cabo programas de evaluación y revisión específicos en las piscinas, en diferentes ocasiones, en particular con motivo de las operaciones de sustitución de bastidores, la última de ellas realizada en la piscina de la central de Cofrentes.

Por otra parte, un elemento fundamental para el control de la gestión del combustible gastado son los Planes de Gestión de Residuos Radiactivos y de Combustible Gastado (PLAGERRs), documento preceptivo para la explotación de las instalaciones nucleares requerido por RINR. Dichos planes son actualizados y evaluados cuando hay cambios relevantes en los sistemas de almacenamiento de las centrales y siempre cada 10 años con la renovación de las autorizaciones de explotación de las mismas.

Durante este periodo ha tenido lugar la revisión de los PLAGERR de todas la plantas por parte de los titulares para su adecuación a la Guía de Seguridad del GS-9.03 del CSN sobre el contenido y criterios para la elaboración de dichos planes, que han sido evaluados y aprobados en algunos casos y en otros se aprobarán en fechas próximas.

En este periodo se han finalizado los Proyectos Coordinados de Investigación (PCIs) sobre los estudios soporte para la implementación de la Guía 9.03 del CSN antes referida, llevados a cabo por el Sector eléctrico (UNESA), y ENRESA, con la colaboración de ENUSA (empresa pública encargada de la fabricación de combustible nuclear), cuyos resultados están siendo analizados para determinar la viabilidad de su implementación dentro de los programas de mejora.

Asimismo, durante este periodo, el CSN ha continuado realizando las inspecciones del Plan Básico de Inspección (PBI) de las instalaciones de almacenamiento existentes, que forma parte del sistema integrado de supervisión de centrales nucleares (SISC), de acuerdo con el procedimiento técnico específico del PT-IV-227 “Inspección de las actividades de gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad”

Adicionalmente, durante el año 2009 el CSN realizó las inspecciones necesarias a la operación de re-raking de la piscina de Cofrentes y se inspeccionaron todas las operaciones de carga y traslado del combustible gastado de la central nuclear de Jose Cabrera a los contenedores de almacenamiento en seco y su ubicación en el ATI.

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 sus 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.*

El 6º Plan General de Residuos Radiactivos (PGR), actualmente en vigor, contiene la estrategia básica española en la gestión del combustible gastado, estando previsto el almacenamiento temporal del combustible gastado y residuos de alta actividad, en base a un sistema en seco que garantice su seguridad y la protección de las personas y del medio ambiente, durante los periodos de tiempo necesarios para proceder a su gestión definitiva o a muy largo plazo.

Las instalaciones planificadas para la gestión del combustible gastado estarán destinadas al almacenamiento temporal de dicho combustible, bien de forma centralizada o individualizada. En general, los aspectos de emplazamiento a considerar dependerán de si se utiliza un emplazamiento nuevo o se utilizan emplazamientos de las centrales nucleares, y en este último caso, si la instalación se construye durante la explotación de la central, como en los casos del ATI de la Central Nuclear de Trillo y la Central Nuclear de Ascó, o una vez ésta se haya parado definitivamente, como el ATI de la Central Nuclear de José Cabrera.

6.1. PREVISIÓN DE NUEVAS INSTALACIONES DE GESTIÓN DE COMBUSTIBLE GASTADO

La solución propuesta para la gestión del combustible gastado, los RAA y aquellos otros residuos radiactivos que no puedan ser almacenados en la instalación de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana (“El Cabril”), en virtud de los análisis efectuados desde los puntos de vista técnico, estratégico y económico, está basada en disponer de un ATC tipo bóveda, cuyo período operativo sería del orden de unos 60 años.

La instalación propuesta sería de tipo bóveda y de carácter modular, dotada de una celda caliente de recepción y acondicionamiento del combustible gastado y del resto de residuos, lo que permitiría a su vez desdoblarse la función de la instalación en su vertiente de almacén y de centro tecnológico y de investigación en el ámbito de la gestión de los residuos radiactivos (ver [Figura 7](#)).

La estrategia basada en un ATC, fue instada al Gobierno por resolución unánime de la Comisión de Industria del Congreso, de diciembre de 2004, formada por representantes de todos los Grupos parlamentarios. Asimismo, dicha Comisión de Industria, en su sesión del 27 de abril de 2006, aprobó una Proposición no de Ley relativa al establecimiento de una Comisión Interministerial encargada de establecer los criterios que deberá cumplir el emplazamiento del ATC de combustible nuclear y residuos de alta actividad y su centro tecnológico asociado.

Atendiendo al contenido de la citada proposición no de Ley, mediante el Real Decreto 775/2006, de 23 de junio, se creó la Comisión Interministerial, que ha estado integrada por representantes de los actuales Ministerios de Industria, Turismo y Comercio, de Medioambiente y Medio Rural y Marino, de Economía y Hacienda, de Ciencia e Innovación, de Sanidad, Política Social e

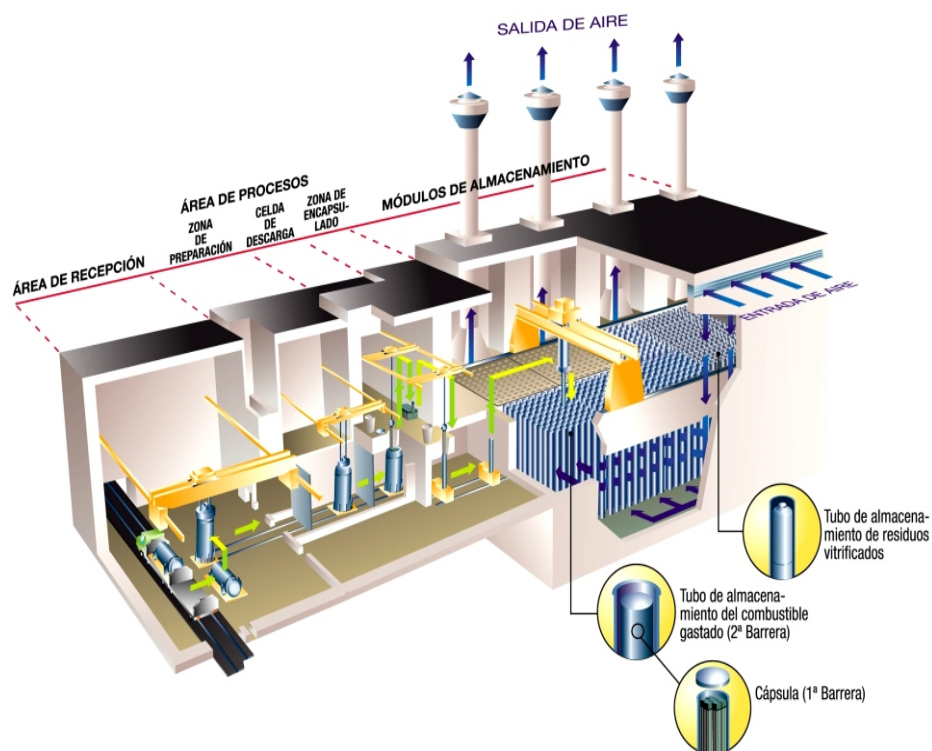


Figura 7. Diseño de almacén temporal centralizado.

Igualdad, de Política Territorial y Administración Pública y del Gabinete del Presidente del Gobierno.

Ha correspondido a la Comisión Interministerial las siguientes funciones:

- Establecer las condiciones técnicas, ambientales y socioeconómicas que han de reunir los emplazamientos potencialmente candidatos para albergar el ATC.
- Establecer e impulsar los procesos de información y participación pública.
- Desarrollar el procedimiento por el que los municipios interesados pueden optar a ser candidatos para el emplazamiento.
- Elaborar, para su elevación al Gobierno, una propuesta de emplazamientos candidatos, seleccionados entre los municipios interesados, en base a las evaluaciones técnicas realizadas sobre su idoneidad y teniendo en cuenta las propuestas que, en su caso, formulen las comunidades autónomas afectadas.

Desde su creación, esta Comisión ha acometido las siguientes tareas:

- ✓ Elaboración de informes sobre diferentes aspectos relacionados con: los criterios de los emplazamientos, la necesidad del ATC, las referencias internacionales que avalan el proyecto, la seguridad y protección radiológica de las instalaciones, iniciativas asociadas al proyecto (centro tecnológico), y el transporte de combustible gastado (riesgos, experiencia y estudios internacionales). Dichos informes han sido publicados en la página web del emplazamiento.

- ✓ Establecimiento de los procesos de participación e información pública mediante la creación de una web oficial en el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, de libre acceso, en la que se han presentado los informes desarrollados y las actas de las reuniones de la Comisión Interministerial. En particular, desde el 27 de julio de 2006 se abrió un periodo de información sobre la convocatoria pública a desarrollar posteriormente, a través de un anuncio en prensa que se publicó en los medios de comunicación, y se respondieron a las cuestiones formuladas a raíz de dicha publicación.
- ✓ Desarrollo del Procedimiento y Bases de la Convocatoria pública para la selección de los municipios candidatos a albergar el emplazamiento del ATC y su centro tecnológico asociado, mediante Resolución de 23 de diciembre de 2009, de la Secretaría de Estado de Energía (BOE de 29 de diciembre de 2009). A lo largo del año 2010, se han desarrollado los siguientes pasos contemplados en el procedimiento:
 - a) Presentación de candidaturas: En el plazo establecido (de un mes a contar desde el día siguiente a la publicación de la Resolución en el BOE), en la Secretaría de Estado de Energía del MITYC se recibieron candidaturas de 13 municipios ubicados en 5 Comunidades Autónomas.
 - b) Acuerdo de la Comisión Interministerial por el que se aprueba la lista provisional de candidaturas admitidas y excluidas, en la reunión de la Comisión Interministerial de 5 de febrero de 2010. De las 13 candidaturas presentadas, 5 fueron inicialmente excluidas. Entre las razones que motivaron la exclusión de las candidaturas, se cuenta la presentación de las mismas fuera de plazo, la carencia de la documentación requerida o del certificado de acuerdo del Pleno municipal, que era requisito imprescindible para presentar las solicitudes. Dicha lista fue publicada en la página web del emplazamiento y notificada individualmente a los solicitantes. Además de las 13 candidaturas presentadas, se presentó una candidatura adicional, de la que desistió el municipio por acuerdo del Pleno municipal.
 - c) Trámite de reclamaciones: Se concedió un plazo de 10 días a contar desde la notificación individual al municipio, para que los municipios excluidos provisionalmente pudieran efectuar alegaciones sobre su falta de admisión y/o subsanar eventualmente defectos, aceptándose por la Comisión Interministerial una de las candidaturas provisionalmente rechazadas, de las dos que presentaron alegaciones, al subsanarse el error previo. Adicionalmente, tres municipios rechazados en el paso anterior desistieron de la candidatura.
 - d) Lista definitiva de candidaturas admitidas y excluidas: Una vez analizadas las reclamaciones presentadas, la Comisión Interministerial, en la reunión celebrada el 22 de febrero de 2010, aprobó la lista definitiva de candidaturas, compuesta por un total de 9, que fue comunicada individualmente a los municipios candidatos y publicada en la página web del emplazamiento. Los municipios finalmente candidatos han sido los siguientes: Albalá (Cáceres), Ascó (Tarragona), Congosto de Valdavia (Palencia), Melgar de Arriba y Santervás de Campos (Valladolid), Torrubia de Soria (Soria), Villas de Cañas (Cuenca), Yebra (Guadalajara) y Zarra (Valencia).
 - e) Análisis del término municipal: Una vez aprobada la lista definitiva, la Comisión Interministerial procedió a analizar el término municipal de los municipios candidatos admitidos, de acuerdo con los criterios de exclusión establecidos en las bases de la convocatoria. De acuerdo con dichos criterios, quedaron excluidas las áreas que forman parte de la Red Europea de la Conservación de

la Naturaleza, Natura 2000, incluyendo Parques Nacionales, Parques Naturales y otras figuras equivalentes cuya gestión corresponde a las Comunidades Autónomas, los Lugares de Importancia Comunitaria (LICs) y las Zonas de Especial Protección de Aves (ZEPAs), las zonas protegidas del Ministerio de Defensa, Montes de Utilidad Pública y terrenos que forman parte de la Red Española de Vías Pecuarias, áreas en las que existen elementos de interés patrimonial, que pueden ser afectadas por estar en la zona de influencia de la instalación o por las obras de construcción de la misma y los emplazamientos que requieren que el transporte se lleve a cabo necesariamente por vía aérea o marítima. Los informes resultantes de dicho análisis, que contenían las zonas no aptas en cada término municipal, fueron comunicados individualmente a los municipios candidatos.

- f) Trámite de alegaciones y de información y participación pública: Dicho trámite, de 20 días, relativo exclusivamente a la aplicación de los criterios de la convocatoria a las candidaturas de los municipios admitidos, fue acordado por la Comisión Interministerial, en su reunión celebrada el 4 de marzo de 2010, conforme a lo previsto en el procedimiento, y se inició mediante la publicación de un anuncio en el Boletín Oficial del Estado de 6 de marzo de 2010. Adicionalmente, se notificó individualmente a 44 instituciones y entidades, entre ellas a las Comunidades Autónomas y Diputaciones Provinciales en cuyo ámbito territorial se encontraban los municipios admitidos, a los propios municipios, a la Federación Española de Municipios y Provincias, así como a aquellas organizaciones y asociaciones con fines directamente relacionados con el objeto del procedimiento. Asimismo, en la página web del emplazamiento se publicó la documentación relativa a dicho trámite (solicitudes presentadas y análisis de términos municipales).

Se recibieron un total de 14.420 escritos de alegaciones, que fueron examinados por la Comisión Interministerial en su reunión del 14 de abril de 2010, acordando un informe de valoración de las alegaciones, que fue publicado en la página web del emplazamiento. Asimismo, se enviaron los correspondientes escritos de respuesta a las instituciones y entidades notificadas individualmente. Como resultado de las alegaciones recibidas, se introdujeron algunas modificaciones en los informes de análisis de los términos municipales, y se confirmó la exclusión del municipio de Torrubia de Soria, al estar todo su término municipal ocupado por una ZEPA y un LIC, confirmando asimismo dicho municipio su renuncia, y fijándose en 8 el número de municipios candidatos para el resto del procedimiento.

- g) Presentación de terrenos: Una vez finalizado el trámite anterior, la Comisión Interministerial comunicó, mediante escritos de 29 de abril de 2010, a los municipios candidatos las zonas excluidas de sus términos municipales, emplazándoles para que, en el plazo de un mes, aportaran alternativas de terrenos propuestos.
- h) Estudio de candidaturas: Teniendo en cuenta la información recibida por los municipios candidatos, así como los factores a considerar en el examen de los terrenos (detallados en las bases de la convocatoria) se elaboraron los correspondientes informes finales de análisis de los términos municipales.
- i) Informe final de propuesta de emplazamientos candidatos: La Comisión Interministerial, en su reunión del 16 de septiembre de 2010, aprobó el informe final de propuesta de emplazamientos candidatos para albergar el emplazamiento.

to del ATC y su centro tecnológico asociado. En el mismo se describen individualizadamente las principales características de los terrenos propuestos por los municipios candidatos, y se efectúa un análisis comparativo de los mismos, agrupándolos en función de su mejor adaptación a los criterios de viabilidad del proyecto, incluyendo la facilidad para el licenciamiento y desarrollo de la instalación. Finalmente, el informe concluye que, desde un punto de vista técnico, los terrenos propuestos por todos los municipios candidatos se consideran viables para la realización del proyecto, y que respecto a la mayor parte de los factores no existen grandes diferencias entre los mismos. No obstante, del análisis comparativo se desprende una mayor idoneidad de los terrenos presentados por 4 de los 8 municipios.

En la fecha de cierre del informe, queda pendiente el último paso del procedimiento, consistente en la designación, por parte del Gobierno, mediante acuerdo del Consejo de Ministros, del emplazamiento definitivo.

Por otra parte, teniendo en cuenta, por un lado, los plazos de licenciamiento y ejecución de un ATC, y por el otro, los plazos previstos de saturación de las piscinas de las dos unidades de la Central Nuclear de Ascó, se requiere la construcción de una instalación para el almacenamiento temporal de combustible gastado en seco (ATI) en dicha central, hasta que sea posible el transporte del combustible gastado al citado ATC. El ATI estará formado por dos losas sísmicas de almacenamiento donde se depositarán hasta 32 módulos de almacenamiento, con una capacidad total de hasta 1.024 elementos combustibles, proveniente indistintamente de ambas unidades. El licenciamiento de dicho ATI, que está previsto inicie su operación durante el primer semestre de 2012, requiere los siguientes trámites:

- ✓ Aprobación de diseño del contenedor o sistema de almacenamiento, de acuerdo con lo dispuesto en el artículo 80 del RINR. El sistema de almacenamiento elegido es el mismo que se ha utilizado en el ATI de la Central Nuclear de José Cabrera. Consta de una cápsula metálica multipropósito que confina el combustible, con capacidad para 32 elementos combustibles, un módulo de almacenamiento que la alberga durante el almacenamiento, y un contenedor de transferencia que la contiene durante la carga, descarga y operaciones de transferencia desde las piscinas de combustible al módulo de almacenamiento. El diseño del sistema de almacenamiento (ver [figura 8](#)) a utilizar fue aprobado por el Director General de Política Energética y Minas el 1 de febrero de 2011, por un periodo de 20 años, previa solicitud de ENRESA de fecha 30 de septiembre de 2009, y tras apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear. El diseño estándar del módulo de almacenamiento fue ligeramente modificado para adaptarlo al combustible de la central. Asimismo, se está tramitando la autorización del contenedor de transporte.
- ✓ Licenciamiento de la propia instalación de almacenamiento temporal, tramitada como modificación de diseño de la central, de acuerdo con el procedimiento establecido en el artículo 25 y siguientes del RINR. Dado que la modificación de diseño ha sido considerada “de gran alcance”, se requiere, además de una modificación en las condiciones de la autorización de la central, una autorización previa a la anterior de ejecución y montaje de la modificación, a conceder por la DGPEM. Dicha autorización, que se encuentra actualmente en proceso de evaluación, fue solicitada por el titular el 15 de febrero de 2010.
- ✓ Evaluación de Impacto Ambiental (EIA) de la instalación, al objeto de dar cumplimiento al Real Decreto Legislativo 1/2008, de 11 de enero, por el que se aprueba el texto refundido de la Ley de Evaluación de Impacto Ambiental de proyectos. De acuerdo con dicha normativa, en el proceso están involucrados varios órganos de

la Administración: por un lado, el órgano sustantivo, encargado de la autorización del proyecto, que será la DGPEM del MITYC y, por el otro, el órgano ambiental, encargado de la evaluación ambiental propiamente dicha, ostentado por la Dirección General de Calidad y Evaluación Ambiental (DGCyEA) del Ministerio de Medio Ambiente, y Medio Rural y Marino.

Conforme a lo previsto en la normativa, en el año 2009 el titular de la central solicitó el sometimiento del proyecto a EIA, acompañando a dicha solicitud el documento inicial del proyecto, y solicitando el alcance del mismo, que le fue comunicado por la DGCyEA en agosto de 2010, tras el envío por el titular de información complementaria solicitada. De acuerdo con dicho alcance, el estudio definitivo fue remitido a la DGPEM el 8 de octubre de 2010, con el fin de someterlo al trámite de información pública y de consultas a las Administraciones públicas y personas interesadas. Dicho sometimiento se ha realizado mediante la publicación, en el BOE de 15 de diciembre de 2010, del anuncio correspondiente, otorgándose un plazo de 30 días para presentar alegaciones. El proceso finalizará con la emisión de la declaración de impacto ambiental por la DGCyEA, y su consiguiente publicación.

6.2. MEDIDAS PARA EVALUAR TODOS LOS FACTORES RELACIONADOS CON EL EMPLAZAMIENTO QUE INFLUYEN EN LA SEGURIDAD

Las medidas para la evaluación de los factores del emplazamiento de instalaciones de almacenamiento se tienen en el Estudio de Seguridad a presentar con las correspondientes autorizaciones a lo largo del proceso de licenciamiento, según está establecido en el RINR (expuesto en el [Anexo B](#) de informe).

Concretamente, con la solicitud de autorización del emplazamiento se presenta y evalúa el estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación, que com-

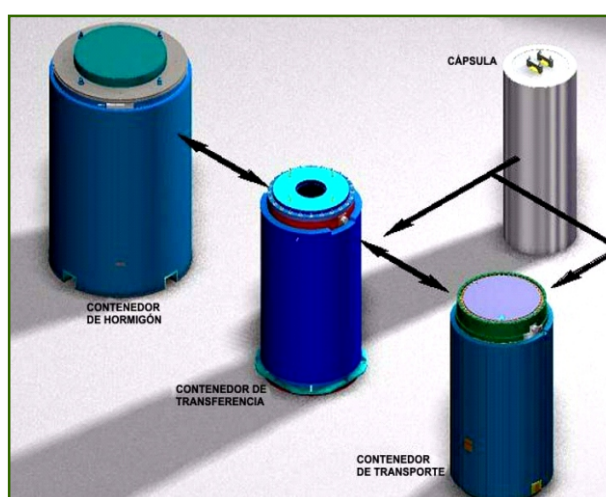


Figura 8. Sistema de almacenamiento.

prende los datos suficientes sobre los parámetros del emplazamiento que puedan incidir sobre la seguridad nuclear o la protección radiológica, incluidos los de tipo demográfico y ecológico, así como las actividades relacionadas con la ordenación del territorio.

Estos datos sobre factores del emplazamiento se completan posteriormente en la documentación a presentar con solicitud de autorización de construcción y de explotación, que además incluyen los planes de vigilancia y verificación de los parámetros básicos representativos del emplazamiento.

Los factores del emplazamiento son adicionalmente evaluados en las Revisiones Periódicas de la Seguridad a que están sometidas las instalaciones nucleares, cada 10 años, así como en las solicitudes de modificación de las plantas cuando dichas modificaciones inciden en algún factor relativo a la utilización del suelo o de las condiciones inicialmente previstas del emplazamiento. Finalmente con la solicitud de clausura se requiere la presentación de un estudio radiológico del emplazamiento y de su zona de influencia.

Las instalaciones actualmente proyectadas son una instalación de almacenamiento temporal individualizada (ATI) en el emplazamiento de la central nuclear de Ascó y la instalación de almacenamiento temporal centralizada (ATC) prevista en el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos aprobado por el Gobierno en 2006, actualmente vigente.

En los casos de los ATI, tanto de los existentes en las centrales de Trillo y Jose Cabrera, como del ATI en fase de licenciamiento para el combustible de la central de Ascó, cuyos emplazamientos han sido previamente evaluados en cada caso a través de las sucesivas autorizaciones y revisiones de seguridad de la central, se realiza

- ✓ La comprobación de que los factores del emplazamiento están dentro de los márgenes contenidos en el Estudio de Seguridad de la aprobación de los contenedores de almacenamiento a utilizar, según lo requerido en la instrucción del Consejo IS-20 sobre los requisitos de diseño y uso de los contenedores, y
- ✓ El análisis de los factores del emplazamiento para el diseño y asentamiento de la losa del ATI.

En el caso de la instalación ATC prevista, el licenciamiento seguirá el proceso establecido para las instalaciones nucleares, debiendo presentar con la solicitud de emplazamiento la documentación sobre la caracterización de detalle del emplazamiento. Adicionalmente, deberá cumplir con lo requerido en los límites y condiciones respecto al emplazamiento contenidos en la apreciación favorable del diseño genérico, emitida por el CSN el 28 de junio de 2006, en base lo dispuesto en el artículo 82 del RINR. Estos límites y condiciones se incluyen en el apartado siguiente.

6.3. CRITERIOS PARA EVALUAR LAS REPERCUSIONES RADIOLÓGICAS EN EL MEDIO AMBIENTE Y LA POBLACIÓN CIRCUNDANTE

El objetivo de la evaluación del emplazamiento de una instalación nuclear es determinar los efectos que la misma pueda tener en la población y el medio ambiente circundante, así como los posibles condicionantes que el emplazamiento pueda imponer al diseño de la instalación.

Los criterios generales para la evaluación del emplazamiento y de las posibles repercusiones radiológicas incorporados en las normas de seguridad del CSN IS-26 e IS-29 indican que se deberán:

- ✓ Tener en cuenta las diferentes interacciones entre la instalación y el medio ambiente, incluidos los factores tales como densidad de población, meteorología, hidrología superficial y subterránea, geología, sismología, usos de la tierra y del agua, y

demás factores ecológicos y medioambientales, así como los imputables a las actividades humanas.

- ✓ Determinar los riesgos asociados a los sucesos externos, naturales o debidos a la acción humana que tienen que ser considerados en el diseño de la instalación, teniendo en cuenta su frecuencia y severidad, así como su evolución durante la vida prevista de la instalación desde su construcción hasta su clausura.
- ✓ Considerar la combinación de sucesos naturales y condiciones ambientales que pudieran contribuir a agravar los riesgos derivados.

Como sucesos naturales e inducidos por acción humana a considerar, aunque son propios de cada emplazamiento, estas normas indican a título orientativo los siguientes:

- ✓ Sucesos externos: Condiciones ambientales extremas (precipitación, lluvia, nieve, granizo, viento, caída de rayos, altas o bajas temperaturas, humedad, etc.), inundación por fallo de una presa o desborde de un río, terremotos, subsidencia de estructuras, huracanes y tornados, fuego natural, efectos de la flora y fauna (bloqueo de entradas o salidas de aire, daños en las estructuras de obra civil, etc.).
- ✓ Fenómenos inducidos por el hombre: Fuego, explosión, liberación de sustancias peligrosas, corrosivas (de instalaciones industriales, militares o desde las infraestructuras de transporte), impacto de caída de avión, impacto de misiles por fallo estructural o mecánico de las instalaciones situadas en las inmediaciones, pérdida de suministro eléctrico exterior y pérdida de fuerza eléctrica, revuelta civil (fallo de infraestructuras, huelgas, bloqueos de suministros).

Para considerar un suceso como base de diseño normalmente se utiliza un umbral de frecuencia anual que tiene en cuenta la duración de la operación de la instalación, siendo un umbral de 1 millón de años normalmente aceptable para decidir sobre la necesidad de realizar el análisis detallado de los efectos de los sucesos de este tipo y de las posibles medidas para mitigarlas. En todo caso el valor umbral de corte para la consideración de un suceso como bases de diseño debe ser establecido en las bases de diseño.

En el caso de las instalaciones de almacenamiento temporal individualizadas (ATI) existentes en los emplazamientos de las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera y de la prevista en Ascó, la evaluación tiene en cuenta las características propias del emplazamiento, conocidas a través del licenciamiento y revisión de la propia planta, y la interfase con el sistema de almacenamiento o los contenedores, de acuerdo con los siguientes criterios específicos:

- ✓ Los aspectos sísmicos y geotécnicos, utilizado como base el espectro de la guía reguladora 1.60 ("Design Response Spectra Seismic Design of Nuclear Power Plants"), de manera que la losa del almacén sea capaz de resistir las acciones de un terremoto de 0,25 g de aceleración pico, y su compatibilidad con los criterios aplicables a los contenedores recogidos en el 10 CFR 72 ("Geological and Seismological Characteristics for Application for Dry Casks Modes of Storage").
- ✓ Los sucesos representativos de condiciones alteradas y anormales que pudieran ocurrir a lo largo de la vida de la instalación, y las consecuencias radiológicas de sucesos de muy baja probabilidad de ocurrencia, habiéndose requerido el estudio de impacto de caída de avión en el caso del ATI de José Cabrera.
- ✓ Aspectos de protección radiológica que comprende la medida de tasa de dosis en los límites de la zona controlada, zona vigilada y área controlada, ampliándose el alcance del programa de vigilancia radiológica ambiental cuando se ha considerado necesario.

Respecto al futuro licenciamiento de la instalación de almacenamiento temporal centralizada (ATC), cuyo diseño genérico (sin emplazamiento específico) fue apreciado favorablemente por el

CSN en 2006, se deberán tener en cuenta, además de los criterios generales, los criterios establecidos en los límites y condiciones establecidos por el CSN en dicha apreciación que requieren que el estudio del emplazamiento determine:

- a) Los fenómenos naturales externos y los inducidos por el hombre para incluirlos en las bases de diseño de detalle teniendo en cuenta la clasificación dada en la norma ANSI/ANS 57.9-1992 (“Design criteria for an independent spent fuel storage installation (dry type)”). El diseño de detalle considerará una frecuencia anual media de corte de un suceso en un millón de años (10^{-6} /año) como umbral de los sucesos base de diseño. En el diseño de detalle del ATC, se deberá determinar cuál es la probabilidad de excedencia asociada a cada suceso tal como accidente de impacto de avión, inundaciones externas, tornados y huracanes y riesgos de origen humano próximos a la instalación, para que puedan ser considerados como accidentes de la categoría denominada “más allá de las bases de diseño”.
- b) Los usos locales de tierras y aguas actuales y futuros, así como la población (individuo más expuesto y público en general) que pueda verse afectada por la instalación.
- c) Los procesos de movilización y transporte de contaminantes hasta el individuo crítico y el público, incluyendo los parámetros de dispersión y dilución necesarios para determinar el impacto radiológico de la instalación, tanto en operación normal como en caso de accidente”.

6.4. INFORMACIÓN AL PÚBLICO SOBRE EL PROCESO DE SELECCIÓN DE EMPLAZAMIENTOS Y CONSTRUCCIÓN DE INSTALACIONES

En relación con el proceso de selección del emplazamiento que albergue el ATC y su centro tecnológico asociado, el Real Decreto 775/2006 de 23 de junio¹ creó una Comisión Interministerial para el establecimiento de los criterios que deberá cumplir el emplazamiento del ATC y de su centro tecnológico asociado, en consonancia con la estrategia contemplada en el 6º PGRR. Como se señala en el [apartado 6.1](#), la constitución de dicha Comisión Interministerial se solicitó por medio de una Proposición no de Ley de la Comisión de Industria del Congreso. Entre los cometidos de esta Comisión Interministerial, que ha contado con el apoyo de un Comité Asesor Técnico creado al efecto, se incluye la definición de los criterios básicos que debe cumplir un emplazamiento para poder albergar la instalación del ATC y su Centro Tecnológico asociado, facilitar la información necesaria a todas las corporaciones municipales y entidades que pudieran estar interesadas en conocer con mayor profundidad el proyecto y realizar una convocatoria pública para la selección de los municipios candidatos a albergar el emplazamiento. Dicha convocatoria, que fue efectuada por Resolución de 23 de diciembre de 2009, de la Secretaría de Estado de Energía del MITYC, se ha desarrollado a lo largo del año 2010, y a ella han podido acceder, con carácter voluntario, los municipios interesados, previa adopción del correspondiente acuerdo del Pleno Municipal. En el artículo 6.1 se informa con más detalle del procedimiento efectuado.

Desde el año 2006 hasta el momento presente, todos los trámites relativos al proceso de selección del emplazamiento se han desarrollado con altos niveles de transparencia, informando de forma individualizada a las partes interesadas y con carácter general al público, mediante la confección de una página web gestionada por el MITYC exclusivamente dedicada a favorecer la

¹ Real Decreto 775/2006, de 23 de junio, por el que se crea la Comisión interministerial para el establecimiento de los criterios que deberá cumplir el emplazamiento del almacén temporal centralizado de combustible nuclear gastado y residuos de alta actividad, y de su centro tecnológico asociado; BOE núm. 159 de 5 de julio de 2006.

información y participación pública en el proceso de selección del emplazamiento, así como la contestación a las preguntas formuladas por medios electrónicos. En la página web del emplazamiento se ha informado al público de las características básicas del proyecto del ATC, sus antecedentes, las reuniones de la Comisión Interministerial y los informes que se han elaborado, de todos los pasos comprendidos en el procedimiento de selección del emplazamiento, así como de la documentación relativa a los municipios candidatos.

Entre los trámites incluidos dentro del procedimiento, es interesante destacar el trámite de alegaciones y de información y participación pública previsto en la convocatoria. El mismo se inició mediante la publicación, el 6 de marzo de 2010, por el MITYC, de un anuncio en el Boletín Oficial del Estado para que, quien lo deseara, pudiera formular observaciones y alegaciones sobre la aplicación de los criterios de la convocatoria a las candidaturas de municipios admitidas, disponiendo para ello de un plazo de 20 días. Estas alegaciones pudieron remitirse, bien a través de una dirección de correo electrónico habilitada para ello, o bien mediante su remisión al Secretario de Estado de Energía (Presidente de la Comisión Interministerial). Adicionalmente, se notificó a 44 instituciones y entidades que se consideraron especialmente relacionadas con el objeto del procedimiento. Como resultado de dicho trámite, se recibieron un total de 14.420 escritos de alegaciones (735 a través del buzón de correo electrónico habilitado y del registro telemático del MITYC, y el resto a través del registro general). Tras el examen de las alegaciones, se publicó en la página web del emplazamiento un informe sobre su valoración.

En definitiva, el mecanismo previsto para la designación de un emplazamiento que albergue el ATC es un proceso democrático cuya filosofía ha sido propugnada en el desarrollo de los proyectos de designación genérica COWAM, financiados por la Comisión Europea. En ellos se hace hincapié en la necesidad de voluntariedad de las comunidades locales y de su participación en la toma de decisiones que les afectan significativamente, como es el caso de una instalación de almacenamiento, ya sea temporal, o ya sea definitivo, de residuos radiactivos.

Es importante indicar que, una vez que se haya seleccionado a un municipio candidato para albergar la instalación, la designación del emplazamiento no difiere de los procesos de licenciamiento indicados en el RINR para otras instalaciones nucleares. Es decir, será preceptivo un informe favorable del CSN, se procederá a continuación a la evaluación de impacto ambiental, con su correspondiente fase de información pública, etc. (véase proceso descrito en el [Anexo B](#)). La instalación ATC no requiere características relevantes diferentes a las de cualquier otra instalación industrial, más allá de una disposición geográfica aptas y características geológicas que no sean inadecuadas.

6.5. INFORMACIÓN AL PÚBLICO SOBRE LA SEGURIDAD

En relación con la selección del emplazamiento para albergar el ATC, como se ha comentado en apartados anteriores y en el anterior informe nacional, el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente el diseño conceptual genérico del ATC desarrollado por ENRESA en junio de 2006, estableciendo ciertos límites y condiciones. En línea con la transparencia informativa del Organismo, en la página web del mismo, se han publicado varias referencias a dicha declaración de apreciación favorable, incluida una propuesta de la propia declaración, así como un resumen de la misma. No obstante, dado que el emplazamiento aún no ha sido seleccionado, el Consejo de Seguridad Nuclear aclaró que el diseño genérico debía completarse en un futuro con criterios de seguridad intrínseca asociados a un emplazamiento concreto, puesto que las características del emplazamiento condicionan el diseño del ATC.

6.6. ARREGLOS DE CARÁCTER INTERNACIONAL

En virtud del artículo 37 del Tratado constitutivo de la Comunidad Europea de la Energía Atómica (EURATOM), del que España forma parte desde 1986, es necesario suministrar a la Comisión Europea los datos generales de todo proyecto de evacuación de residuos radiactivos (cualquiera que sea su forma) que permitan determinar si la ejecución de dicho proyecto pudiera dar lugar a la contaminación radiactiva de las aguas, el suelo o el espacio aéreo de otro Estado Miembro.

En el periodo del informe, ha sido objeto de información a la Comisión Europea, en relación a dicho artículo, el Plan de evacuación de residuos de la central nuclear de José Cabrera, con ocasión del traslado de elementos combustibles de la piscina de la central al ATI, con carácter previo al inicio de su desmantelamiento. En 2008, el Gobierno español envió a la Comisión Europea informe con los datos generales sobre el plan de eliminación de los residuos radiactivos producto del desmantelamiento de la central¹. Adicionalmente, y tras petición adicional de la Comisión, se suministró información adicional. Tras consultar al Grupo de Expertos instituido con arreglo al artículo 37 del Tratado, la Comisión elaboró el dictamen por el cual se considera que la ejecución del plan de eliminación de los residuos radiactivos generados por el desmantelamiento de la central, en cualquiera de sus formas, tanto en condiciones de funcionamiento normales como en caso de un accidente del tipo y magnitud previstos en los datos generales suministrados, no es probable que dé lugar a una contaminación radiactiva del agua, el suelo o el espacio aéreo de otro Estado miembro.

ARTÍCULO 7 DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE LAS INSTALACIONES

Artículo 7. Diseño y construcción de 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.*

7.1. MEDIDAS PARA LA CONCESIÓN DE AUTORIZACIONES

El objetivo general de protección radiológica de las instalaciones de gestión del combustible gastado se encuentra establecido en la Ley de Energía Nuclear, que en su artículo 38 especifica que

¹ Dichos datos generales fueron suministrados de acuerdo con la Recomendación de la Comisión, de 6 de diciembre de 1999, relativa a la aplicación del artículo 37 del Tratado EURATOM.

se deberán adoptar las medidas apropiadas en todas las fases de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos con el fin de que se proteja adecuadamente a las personas, las cosas y el medioambiente, tanto en el presente como en el futuro, contra los riesgos radiológicos.

Este objetivo se encuentra igualmente especificado y desarrollado en las Instrucciones de Seguridad (IS) emitidas por el Consejo de Seguridad de Nuclear de aplicación a estas instalaciones que se indican a continuación

- ✓ IS-26 sobre “Requisitos generales de seguridad aplicables a las instalaciones nucleares”, e
- ✓ IS-29 sobre “Criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad”.

En particular, la instrucción IS-29 requiere que el objetivo de protección radiológica sea tenido en cuenta por el titular de la instalación de almacenamiento de combustible en el diseño, construcción y operación de la instalación para lo que se deberán tomar las medidas necesarias para:

- ✓ limitar, minimizar y controlar la exposición a la radiación de las personas y la liberación de materiales radiactivos al medio ambiente,
- ✓ limitar la probabilidad de sucesos que puedan producir la pérdida de control sobre cualquier fuente de radiación, y
- ✓ mitigar las consecuencias de dichos sucesos en el caso de que ocurran,
- ✓ minimizar la generación de residuos radiactivos.

Esta misma instrucción requiere que el titular de la instalación demuestre en el Estudio de Seguridad que se cumplen estos objetivos, tanto en operación normal como en condiciones anormales y en caso de accidente. Así mismo, la instrucción también especifica las funciones de seguridad de estas instalaciones y desarrolla los requisitos generales de diseño para el cumplimiento de las mismas.

A este respecto, el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas en su artículo 17 requiere que la *solicitud de autorización* de construcción se acompañe de un Estudio de Preliminar Seguridad, que entre otra información contenga la siguiente:

- ✓ Descripción de la instalación, con los criterios seguidos en el diseño de los componentes y sistemas de seguridad de los que dependa la instalación,
- ✓ Análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias,
- ✓ Estudio analítico radiológico con la estimación del potencial impacto ambiental,
- ✓ Programa de vigilancia ambiental tomando como base las conclusiones del estudio anteriormente citado.

En el caso de las instalaciones de almacenamiento temporal individualizadas (ATI) ubicadas en el emplazamiento de las centrales nucleares, autorizadas como modificaciones de la planta de acuerdo con los artículos 25 y 26 del RINR, la solicitud *autorización de modificación* va acompañada del análisis de seguridad correspondiente.

Estos estudios de seguridad son evaluados por el CSN previamente a la concesión por el Ministerios de Industria Turismo y Comercio de la correspondiente autorización

Adicionalmente, al *diseño* de los contenedores o sistemas de almacenamiento que se utilizan en los ATI, de acuerdo con lo requerido en el artículo 80 del RINR, debe ser previamente aprobado por el MITYC, tras la evaluación por el CSN del correspondiente Estudio de Seguridad, cuyo contenido se encuentra detallado en la instrucción del CSN:

- ✓ IS-20 sobre “Requisitos de seguridad relativos a los contenedores de almacenamiento de combustible gastado” que también incluye los requisitos de diseño.

Estos objetivos y requisitos han sido tenidos en cuenta en la evaluación de seguridad en la aprobación del diseño de los contenedores y autorización de los ATI existentes en las centrales nucleares de Trillo y Jose Cabrera. En cuanto el ATI previsto en el emplazamiento de la central nuclear de Ascó, su licenciamiento sigue el mismo procedimiento ya establecido para los ATI anteriores. La aprobación del diseño del sistema de almacenamiento ha sido ya concedida a Enresa en diciembre de 2010 y la evaluación del Estudio de Seguridad presentado con la solicitud de modificación de la central por el titular de la misma será finalizada en fechas próximas.

Para el caso del ATC, se tendrán en cuenta, además, las condiciones de diseño contenidas en el informe favorable sobre el diseño genérico emitido por el CSN en julio de 2006, de acuerdo con el 82 del RINR, según se detalló en el informe anterior.

7.2. PREVISIONES PARA LA CLAUSURA

En relación con lo especificado en el punto ii) de este Artículo referente a las previsiones de clausura, se indica que el RINR requiere en su artículo 17 que, entre la documentación a presentar con *la solicitud de autorización de construcción de las instalaciones nucleares, se incluyan las previsiones tecnológicas, económicas y de financiación del desmantelamiento y clausura.*

Estas previsiones para desmantelamiento y clausura se desarrollan en mayor grado en la solicitud de autorización de explotación, de acuerdo con lo especificado en el artículo 20 del RINR.

7.3. TECNOLOGÍAS UTILIZADAS PARA EL ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO

La tecnología más empleada en España para el almacenamiento del combustible nuclear es la del tipo piscina. La experiencia a nivel mundial de este tipo de sistemas supera los 50 años y son muchas las instalaciones nucleares que a lo largo de este tiempo la han empleado. En ausencia de condiciones químicas adversas del agua no parece existir un límite de tiempo para guardar el combustible proveniente de reactores de agua ligera con vainas de zircaloy y zirlo aplicable a esta modalidad de almacenamiento.

La central nuclear de Trillo y la central nuclear de José Cabrera utilizan también tecnologías en seco para guardar el combustible. En estos casos, el almacenamiento se efectúa principalmente en contenedores de hormigón o de otro material, con una envolvente adicional metálica, que otorga al conjunto propiedades de blindaje y de soporte estructural frente a solicitaciones 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 empleada en la central nuclear de Trillo se basa en la utilización de contenedores metálicos de doble propósito (almacenamiento y transporte). Su diseño, del tipo multipared (acero inoxidable – plomo – acero inoxidable – blindaje neutrónico – acero inoxidable), garantiza el confinamiento del sistema vigilando el mantenimiento de la presión en el espacio entre las dos tapas principales del contenedor. Los contenedores son a su vez almacenados en un edificio construido al efecto.

La tecnología seleccionada para el caso de la central nuclear de 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 guardan temporalmente en la propia central en un almacén a la intemperie, también construido al efecto.

El sistema para el almacenamiento en seco del combustible gastado en esta central nuclear está constituido por un conjunto de tres componentes: la cápsula multipropósito, el modulo o contenedor de almacenamiento de hormigón y metal, y un contenedor de transferencia para el traslado de la capsula desde la piscina a la instalación de almacenamiento. El sistema dispone de un contenedor adicional para el transporte de la cápsula fuera del emplazamiento, aprobado como bulto B(U).

Por otra parte, de forma similar al caso de esa última nuclear, está previsto utilizar contenedores de la misma tecnología en la central nuclear de Ascó con el fin de disponer allí de suficiente capacidad de almacenamiento de su combustible a partir de 2012 hasta la puesta en explotación de una instalación de almacenamiento centralizado.

La estrategia oficial para la gestión temporal del combustible gastado es la construcción de una instalación en donde se centralizaría su almacenamiento junto con el de otros residuos de alta actividad (ATC). Está previsto que la futura instalación de almacenamiento centralizado también sea en seco. Se cuenta con un diseño genérico para esta instalación en base a una tecnología del tipo bóveda con refrigeración por convección natural de aire. Su capacidad de diseño es de 6.700 tU en elementos combustibles más los vidrios con residuos de alta actividad provenientes del reprocesamiento de Vandellós I y otros residuos no susceptibles de ser almacenados en “El Cabril”. La instalación ATC será una estructura integral que contará además con los siguientes elementos:

- ✓ Área o edificio de recepción del combustible gastado.
- ✓ Edificio de procesos para la inserción del combustible en las cápsulas de almacenamiento.
- ✓ Edificio de servicios y sistemas auxiliares
- ✓ Módulo de almacenamiento de las cápsulas de combustible irradiado, cada uno con dos bóvedas con entradas y salidas de aire independientes.
- ✓ Nave de almacenamiento de bultos para otros residuos de alta actividad.

ENRESA sometió ese diseño genérico a evaluación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en base al artículo sobre *Apreciación de nuevos diseños o modelos* del RINR. El pleno del CSN acordó, en junio de 2006, apreciar favorablemente dicha solicitud, estableciendo límites y condiciones a tener en cuenta en el estudio del emplazamiento y el diseño de detalle del ATC.

La tecnología de bóvedas seleccionada para el ATC cuenta con amplia experiencia internacional, bien en su diseño sólo para el almacenamiento de combustible gastado, bien en las soluciones sólo para vidrios con residuos de alta actividad o en soluciones combinadas. En todos los casos, los requerimientos de seguridad han sido conseguidos adecuadamente.

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

Las medidas para la realización de una evaluación de seguridad antes de la construcción y de la operación de las instalaciones de almacenamiento, vienen establecidas por el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), que requiere la presentación por el titular de un Estudio Preliminar de Seguridad con la solicitud de construcción y de un Estudio de Seguridad con la solicitud de operación.

El contenido de cada uno de estos estudios de seguridad, el EPS y del ES, se encuentra detallado igualmente en el RINR, según se refiere en el [Anexo B](#) de este informe. Dichos ES debe incluir, además de la descripción del emplazamiento y la descripción de la instalación, el análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias, así como un estudio analítico radiológico que estime el impacto radiológico potencial sobre la población y el medioambiente.

Este requisito se encuentra desarrollado en la Instrucciones de seguridad IS-26 aplicable a instalaciones nucleares, y en particular en la Instrucción IS-29 sobre instalaciones de almacenamiento de combustible gastado, que enfatiza el principio de defensa en profundidad y especifica que el objetivo del análisis de seguridad a realizar por el titular es verificar la capacidad de las berre-ras y elementos importantes para la seguridad para prevenir los accidentes y mitigar sus consecuencias. Estas instrucciones requieren que el titular realice así mismo

Un análisis de los riesgos que conlleva la operación de la instalación para verificar que todos los escenarios potenciales de riesgo de la instalación incluyendo fallos múltiples, fallos de causa común y errores humanos, han sido considerado, de acuerdo con su frecuencia esperada y gravedad estimada y que existen las medidas preventivas o mitigadoras adecuadas para hacer frente a dichas situaciones.

Esta IS-29 en su anexo I contiene un listado de los riesgos de origen interno y externo a considerar que incluye tanto de los inducidos por fenómenos naturales como por el hombre.

Además, la IS-29 especifica que: *cuando a raíz de una evaluación de seguridad se identifique un riesgo no considerado previamente, se realicen los cambios de diseño necesarios o se establezcan los procedimientos operacionales para controlarlo o se implementen las medidas adicionales.*

Estas normas técnicas de seguridad requieren la realización de la revisión periódica de la seguridad como máximo cada diez años, mediante un análisis sistemático de seguridad y protección radiológica.

En relación con la evaluación ambiental, a la que se refiere el enunciado de este Artículo de la Convención, la legislación española en esta materia, que incorpora las correspondientes Directivas del Consejo y del Parlamento Europeo, asocia la evaluación del impacto ambiental no radiológico a la autorización de emplazamiento, y en todo caso con carácter previo a la construcción.

8.2. APLICACIÓN AL LICENCIAMIENTO DE LAS INSTALACIONES EXISTENTES Y PREVISTAS

El licenciamiento de las piscinas asociadas al diseño de las centrales nucleares está integrado en el licenciamiento de las propias centrales y sometido al proceso de las Revisiones Periódicas

de la Seguridad de la planta. Las operaciones de sustitución de los bastidores iniciales, reracking, llevadas a cabo en todas las piscinas de las centrales en explotación, se ha realizado como modificaciones del diseño de las plantas, de acuerdo con los artículos 25 a 27 del RINR. La solicitud de estas modificaciones se acompaña del correspondiente estudio de seguridad, con el análisis y propuesta de las modificaciones asociadas a dicha operación, según se detallo en informes anteriores.

El licenciamiento de las instalaciones temporales individualizadas (ATI) ubicadas en el emplazamiento de las centrales Trillo y José Cabrera ha comprendido:

- ✓ La aprobación de diseño del contenedor o sistema de almacenamiento en cada caso, de acuerdo con lo dispuesto en el artículo 80 del RINR.
- ✓ El licenciamiento de la propia instalación de almacenamiento temporal, tramitada en ambos casos como modificación de diseño y de la explotación de las plantas nucleares, de acuerdo con el procedimiento establecido en el artículo 25 y subsiguientes.

Adicionalmente cuando el propio contenedor o uno de los componentes del sistema de almacenamiento cumplen funciones de transporte (como el contenedor de doble propósito de Trillo y el contenedor para transporte de la capsula MPC, del sistema de Jose Cabrera, respectivamente), se realiza la aprobación del contenedor como modelo de bulto para transporte tipo B(U), de acuerdo con la Reglamentación de Transporte, previa presentación del correspondiente ES.

Este mismo proceso se está siguiendo actualmente con la instalación ATI prevista en la central nuclear de Asco.

En el caso de la instalación de almacenamiento temporal centralizada (ATC), el licenciamiento deberá ajustarse al régimen de autorizaciones establecido en el RINR para instalaciones nucleares, descrito en el [Anexo B](#) de este informe, pudiéndose en este caso solicitar la autorización de emplazamiento y de construcción simultáneamente, de acuerdo con lo estipulado en el artículo 12.2 del RINR. Dicho proceso se encontrará facilitado en este caso al haber sido evaluado previamente el diseño genérico de la instalación y emitido una declaración favorable del CSN sobre el mismo, siempre que se tengan en cuenta las condiciones requeridas por el CSN con dicha declaración, según se especifica en el artículo 82 del RINR.

En todo caso, los estudios de seguridad son evaluados por el CSN previamente a la concesión de las autorizaciones por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, de acuerdo con las funciones atribuidas al CSN por su ley de creación y lo dispuesto en el RINR.

8.3. MARCO GENERAL DE LOS ANÁLISIS Y LAS EVALUACIONES DE SEGURIDAD

En general el marco de la evaluación de seguridad de las instalaciones de almacenamiento licenciadas hasta ahora ha estado basado en la normativa del OIEA y en la normativa del país de origen de la tecnología.

En particular, en la evaluación de los ATI y de los contenedores de almacenamiento en uso, se han tenido en cuenta los requisitos de esta Convención Conjunta, y la normativa específica del OIEA (en particular en las Series de Seguridad 116, 117, y 118, y DS 3.71 que está previsto sustituirá a las anteriores). Como normativa del país de origen de la tecnología se han considerado las normas siguientes US 10 CFR 72, el Standard Review Plans y NUREG-1536 y US Guía reguladora 3.62 “Standard format and content for the Safety Report for Onsite Storage of Spent Fuel Storage Casks”.

En la evaluación de seguridad del diseño genérico de la instalación de almacenamiento temporal (ATC), se ha considerado igualmente por su completitud el 10 CFR 72 y los requisitos el NUREG- 1567 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities), además de la normativa del OIEA citada. La evaluación ha comprendido un estudio comparativo sobre la normativa internacional aplicable al diseño de una instalación similar.

Las áreas de evaluación en el caso de los contenedores de almacenamiento han comprendido: 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.

En la evaluación de seguridad de los ATI se tiene en cuenta además la interfase del contenedor con su uso en la central nuclear, llevándose a cabo igualmente la evaluación de la documentación de las centrales afectada por la instalación de almacenamiento (Programa de Garantía de Calidad, Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Plan de Emergencia Interior, Manual de Protección Radiológica, y Plan de Gestión de Combustible Gastado y Residuos Radiactivos).

En el caso de la evaluación del diseño genérico del ATC, las áreas de evaluación ha incluido: el inventario estimado de combustible gastado y residuos a almacenar y su condicionamiento, las características asociadas emplazamiento hipotético, bases de diseño y características del diseño de la instalación tipo bóveda, análisis de obra civil, análisis de criticidad y confinamiento, sistemas de evacuación de calor, sistemas auxiliares (de protección contra incendios eléctrico, instrumentación), requisitos de seguridad para la fase operacional, impacto radiológico de la operación normal y las consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño, programa de garantía de calidad del proyecto, seguridad física y criterios asociados al desmantelamiento de la central.

Este marco se ha plasmado en las Instrucciones del Consejo emitidas recientemente IS-20, IS-26 e IS-29. En particular, la IS 26 como la IS 29 aplicables a instalaciones de almacenamiento de combustible gastado, que serán de aplicación al futuro licenciamiento del ATC, junto con la normativa de referencia indicada en la declaración favorable formulada por el CSN sobre el diseño genérico.

ARTÍCULO 9 OPERACIÓN DE INSTALACIONES

Artículo 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 definen y se revisan 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;*

- 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.

Adicionalmente, se encuentra en funcionamiento el almacén de contenedores metálicos de doble propósito de la C.N. Trillo 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 Informe de Seguridad de Recarga de cada ciclo y con los límites y condiciones asociadas a las Autorizaciones Específicas de almacenamiento de combustible fresco e irradiado.

Asimismo, tras la concesión, en marzo de 2008, de la autorización de puesta en marcha del almacén correspondiente a la central de José Cabrera, el combustible nuclear gastado generado durante toda la vida operativa de la central, consistente en 377 elementos combustibles repartidos en 12 contenedores, fueron trasladados a dicho almacén a lo largo del año 2009. Estos elementos combustibles han sido transferidos a ENRESA en virtud de la Orden ITC/204/2010, de 1 de febrero, del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, por la que se autoriza la transferencia de titularidad del titular de la central (Gas Natural SDG, S.A.) a ENRESA, otorgándole a esta última la autorización para llevar a cabo el plan de desmantelamiento de la central, de acuerdo con los límites y condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica establecidos por el Consejo de Seguridad Nuclear y contenidos en el Anexo de la referida Orden.

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 Plan de Gestión de Residuos Radiactivos (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 condiciones mínimas de funcionamiento, el programa de revisiones, calibrado e inspecciones o pruebas periódicas de diversos sistemas y componentes, y su control operativo.

Para desarrollar y detallar los requisitos de vigilancia de las ETF se elaboran procedimientos de vigilancia que se realizan por los diferentes departamentos involucrados en la operación de la central.

9.2. PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN, MANTENIMIENTO, VIGILANCIA RADIOLÓGICA, INSPECCIÓN Y PRUEBAS

En las centrales nucleares se dispone de 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 ENRESA, al tener ésta empresa la encomienda del Estado respecto del Servicio Público que él presta.

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 se notifican al CSN y a las autoridades gubernamentales competentes utilizando los formatos de la Instrucción del CSN IS-10. 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.

9.5. CLAUSURA

Según lo establecido en el RINR, 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.

ARTÍCULO 10

GESTIÓN FINAL DEL COMBUSTIBLE GASTADO

Artículo 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 residuos radiactivos.

De acuerdo con la planificación más reciente, se considera que la opción preferente y básica para la gestión a largo plazo del combustible gastado y los residuos de alta actividad es el almacenamiento temporal, seguido de una instalación de almacenamiento definitivo. En relación con la gestión final, las actividades que se desarrollan están orientadas, fundamentalmente, a la consolidación y actualización del conocimiento adquirido, aprovechando los desarrollos internacionales en la materia. Las actividades para los próximos años serán las siguientes:

- ✓ Se consolidarán los diseños genéricos para cada roca hospedante, contemplando alternativas a los mismos, como consecuencia de mejoras en el conocimiento del comportamiento de componentes y procesos, y considerando el criterio de recuperación, por un periodo de tiempo definido, de los residuos allí depositados.
- ✓ Se revisarán los correspondientes ejercicios de evaluación de la seguridad, para actualizarlos de acuerdo con los progresos en los programas de I+D y en consonancia con los diseños revisados. Estos estudios deberán actualizarse a las nuevas tendencias en el ámbito internacional (Comisión Europea, OIEA, etc.) y al marco regulador que se desarrolle en España, además de los nuevos criterios internacionales que pudieran surgir para este tipo de instalaciones e incluir los avances científicos y tecnológicos que se hayan producido en el campo internacional.

En paralelo se profundizará en el análisis y conocimiento de las distintas alternativas al almacenamiento definitivo, en estrecha colaboración con los avances y proyectos internacionales que se acometan en este campo, con una dimensión y alcance acorde con las capacidades de investigación existentes en el país.

A más largo plazo y sólo a efectos de cálculos económicos y planificación, se establece un calendario que fija la puesta en marcha de una instalación de almacenamiento definitivo en el año 2050.

SECCIÓN H

SEGURIDAD DE LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS

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 residuos 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 residuos radiactivos;*
- ii) Asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible;*
- iii) Tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de residuos 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 residuos 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

Como se ha indicado anteriormente, la instalación de Almacenamiento Temporal Centralizada (ATC) prevista en el PGRR en vigor, cuyo diseño genérico fue apreciado favorablemente por el CSN en Junio de 2006, almacenará, además del combustible gastado de las centrales nucleares españolas, los residuos de alta y media actividad resultantes del reproceso de combustible gastado en otros países y otros residuos que por sus características radiológicas no sean susceptibles de ser almacenados en la instalación de almacenamiento definitivo de “El Cabril”.

En el diseño del ATC, así como en las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado actualmente existentes, se ha prestado la debida atención al mantenimiento de la sub-criticidad y a la remoción de calor durante la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado, tal y como se describe en el [Apartado 4.1](#) de la Sección G.

El resto de los residuos de alta y media actividad previstos a almacenar en el ATC no son susceptibles por su naturaleza de alcanzar condiciones críticas, con la excepción de los materiales fisiónables recuperados del reprocesado de los elementos combustibles que actualmente no se encuentran en España. No obstante lo anterior, se han previsto también limitaciones en el contenido de materiales fisiónables, como parte de los criterios de aceptación que deben cumplir los bultos de residuos para su almacenamiento en el Centro de Almacenamiento “El Cabril”.

En cuanto a las medidas para garantizar la remoción de calor, la situación es similar a la descrita anteriormente. De los residuos mencionados, sólo los residuos de alta actividad vitrificados, actualmente en Francia, generan calor en cantidades considerables, lo que ha sido tenido en cuenta en la evaluación del Estudio de Seguridad del diseño genérico del ATC apreciado favorablemente por el CSN, será estudiado en detalle en fases posteriores y será tenido en cuenta previamente al retorno de dichos residuos a España.

11.2. MEDIDAS ADOPTADAS PARA ASEGURAR QUE LA GENERACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS SE MANTENGA AL NIVEL MÁS BAJO POSIBLE

El principio de minimización de la producción de residuos está establecido en la legislación española, en la Ley de la Energía Nuclear (Artículo 38, según la redacción dada por la Ley 33/2007 de 7 de noviembre de creación del Consejo de Seguridad Nuclear) que requiere a los productores a adoptar las medidas apropiadas de manera que la producción de residuos, en cantidad y actividad, sea la menor posible, conforme a la práctica científica existente en cada momento. El CSN ha impulsado la puesta en práctica de este principio mediante la demanda a ENRESA de la utilización óptima de sus capacidades de almacenamiento definitivo en El Cabril. Entre otras medidas, ENRESA ha trabajado con las centrales nucleares para determinar y poner en marcha proyectos de reducción de volumen en estas instalaciones. Se ha conseguido rebajar las cifras de producción anual desde los 6.500 bultos (1.430 m³) en el año 1990 a los aproximadamente 2.500 bultos (600 m³) que se generan en la actualidad en el conjunto de centrales nucleares en operación. Estas cifras están muy próximas a los niveles mínimos técnicamente posibles, por lo que no se esperan reducciones sensibles en el futuro.

Otro tanto viene ocurriendo en el conjunto de instalaciones radiactivas en donde, también, se han efectuado esfuerzos conjuntos entre ENRESA y sus propietarios para disminuir las cantidades de residuos radiactivos generados. Durante el periodo 1992 a 2003, el volumen anual de residuos retirados se redujo a la mitad, 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 en esta categoría de productores. Los valores actuales de generación, están en el orden de los 25 m³ anuales.

11.3. MEDIDAS ADOPTADAS PARA TENER EN CUENTA LAS INTERDEPENDENCIAS ENTRE LAS DISTINTAS ETAPAS DE LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS

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 pre-

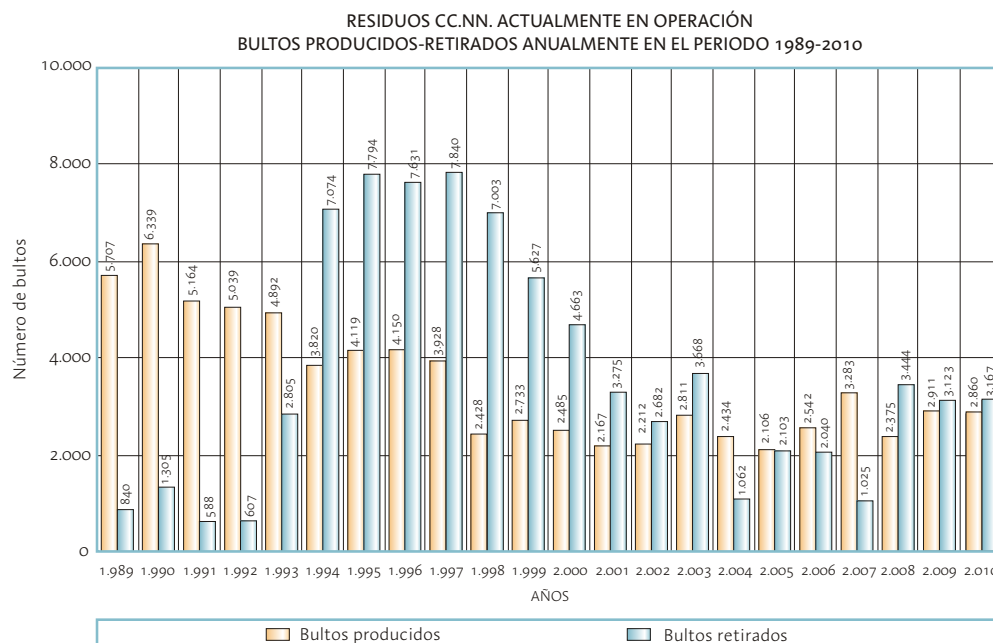


Figura 9: Bultos producidos-retirados anualmente.

vio 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 tratamiento y acondicionamiento de los residuos para su disposición final.

En lo referente a 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.

El CSN requirió a ENRESA la elaboración de una metodología de aceptación de los bultos de residuos en el Centro de almacenamiento “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.

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.

ENRESA ha establecido una metodología de aceptación de los residuos de baja y media actividad y de los residuos de muy baja actividad en las instalaciones de El Cabril.

Los productores de residuos radiactivos en las instalaciones nucleares son responsables del acondicionamiento de los bultos de manera que se cumplan los criterios de aceptación. Enresa debe verificar mediante un proceso de aceptación previo que los bultos cumplen los requisitos referidos. Se ha establecido también una vigilancia basada en inspecciones a la recepción, con-

troles documentales y en campo sobre la producción de los residuos y la realización de ensayos de verificación programados sobre bultos reales que se reciben.

En 2010 el CSN ha requerido a ENRESA la elaboración de procesos de aceptación específicos que contemplen la generación por parte de los productores de unidades de almacenamiento finales para su disposición directa en las celdas de El Cabril. Hasta la fecha, estos procesos se llevan a cabo exclusivamente en las instalaciones de Enresa en el C.A. El Cabril.

11.4. MEDIDAS PARA PREVER 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. Concretamente el artículo 38 de la Ley de Energía Nuclear (LEN), exige a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas que adopten las medidas apropiadas en todas las etapas de la gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, con el fin de que se proteja adecuadamente a las personas, cosas y medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro, contra los riesgos radiológicos.

La disposición legal mencionada pone de manifiesto la importancia de los mecanismos de protección directa de las personas y del medio ambiente e incorpora el punto de vista de la seguridad diferida, ya que en la gestión de los residuos radiactivos el riesgo radiológico remanente para las personas y para el medio ambiente necesitará controlarse durante largos periodos de tiempo.

Durante el licenciamiento y control de la instalación de El Cabril se han considerado directamente aplicables los principios y criterios de seguridad que sobre esta materia han emanado de los organismos internacionales como la Comisión Internacional de Protección Radiológica y el Organismo Internacional de Energía Atómica y se han introducido requisitos de seguridad específicos establecidos en la normativa de origen de los países en los que se encuentran las instalaciones tomadas como referencia.

11.5. MEDIDAS PARA LA CONSIDERACIÓN DE LOS RIESGOS BIOLÓGICOS, QUÍMICOS Y OTROS RIESGOS QUE PUEDAN ESTAR ASOCIADOS A LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

Los riesgos biológicos, químicos y de otro tipo asociados a la gestión de residuos radiactivos están regulados mediante las limitaciones en el contenido de sustancias presentes en los que se almacenan definitivamente en el Centro de Almacenamiento de “El Cabril”.

En este sentido, una pieza fundamental en la prevención de estos riesgos son los criterios de aceptación de dicha instalación de almacenamiento que 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 de declarar la presencia de sustancias tóxicas, químicas o biológicas en los residuos radiactivos es de los productores, que deben minimizar su generación e identificarlas para que ENRESA pueda inventariar su cantidad en la instalación. ENRESA trabaja en cooperación con los técnicos de las centrales nucleares para tratar aspectos específicos de esta problemática.

El proceso de declaración de impacto ambiental al que son sometidas las instalaciones nucleares como parte del proceso de autorización y licenciamiento es otra manera preventiva de abordar la cuestión de los riesgos biológicos y químicos. Como se indica en el [apartado A.2](#), corresponde al

Ministerio de Medio Ambiente y Medio Rural y Marino, la aprobación de la Declaración de Impacto Ambiental en los proyectos de esas instalaciones.

11.6. MEDIDAS PARA EVITAR REPERCUSIONES EN GENERACIONES FUTURAS MAYORES QUE LAS PERMITIDAS 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 nucleidos no den lugar a una exposición inaceptable del hombre a la radiación.

En relación con lo anterior, se indica que el criterio de aceptación radiológica establecido por el CSN a considerar para la permanencia a largo plazo de los residuos en el emplazamiento corresponde a 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 considerado habitualmente.

11.7. MEDIDAS ADOPTADAS PARA PROCURAR EVITAR QUE SE IMPONGAN CARGAS INDEBIDAS A LAS GENERACIONES FUTURAS

El marco normativo actual establece medidas específicas relacionadas 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 control institucional.

La legislación actual establece las responsabilidades de los distintos agentes involucrados en la gestión de residuos: Ministerio de Industria, Comercio y Turismo, Organismo regulador (CSN), productores de residuos y ENRESA. En relación con este apartado de la Convención Conjunta destaca que el marco legal provee la constitución, aplicación y mecanismos de gestión y garantía del fondo económico establecido para la gestión de residuos. La Ley establece también 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.

El Centro de almacenamiento de RBMA de “El Cabril” está concebido según un concepto de seguridad pasiva que funciona durante su vida operativa y durante su fase de 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.

ARTICULO 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 residuos 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 residuos de baja y media actividad de “El Cabril”, es la única existente en España con este objetivo. 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 residuos radiactivos de baja y media actividad en las celdas existentes.

En 2008 se autorizó la ampliación de la instalación mediante la construcción y operación de cuatro celdas destinadas al almacenamiento de los residuos de muy baja actividad.

Con objeto de examinar la seguridad de la instalación de El Cabril se realizó el correspondiente análisis de seguridad antes de su construcción y operación tanto para la instalación de residuos de baja y media actividad como para la de residuos de muy baja actividad.

Además de la evaluación de seguridad realizada por ENRESA, como titular de la instalación, se realizan por el CSN evaluaciones independientes tanto durante los procesos de autorización como en posteriores modificaciones de diseño susceptibles de afectar a la seguridad inmediata y a largo plazo de la instalación.

El análisis de la seguridad de la instalación es un proceso continuo que se lleva a cabo mediante:

- a) Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) con una periodicidad de diez años, 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 alcanzar, 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.

- b) Actividades reglamentarias de control llevadas a cabo por el CSN mediante 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.
- c) Implantación y seguimiento de programas de vigilancia y control que aseguren que las estructuras, sistemas y componentes que tengan incidencia en la seguridad y protección radiológica durante la operación de la instalación y en el largo plazo, son capaces de cumplir la función prevista y su comportamiento se ajusta a lo especificado en las bases de diseño, siguiendo las instrucciones complementarias que establezca el CSN.

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 Y ACONDICIONAMIENTO DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD

El examen de la seguridad de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad existentes en las instalaciones nucleares españolas se encuentra incluido en los programas de revisión continua de la seguridad de estas instalaciones, con el objeto de mantener el nivel requerido en las autorizaciones y mejorarlo de acuerdo con los avances de la tecnología y los nuevos requerimientos normativos.

Se encuentra además establecido en las instalaciones nucleares españolas un programa de Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) cada diez años en el que se encuentra incluido el análisis de la experiencia operativa de los sistemas de gestión de residuos y los procesos de mejora previstos.

Por otro lado, el documento preceptivo Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y de combustible gastado (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. Asimismo debe garantizar que no haya residuos radiactivos que sean gestionados por vías convencionales.

Actualmente todas las instalaciones nucleares españolas han elaborado y remitido al CSN los PLAGERR actualizados de acuerdo con la guía de seguridad 9.3 editada por este organismo.

12.2.2. SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS DE MUY BAJA ACTIVIDAD SUSCEPTIBLES DE GESTIÓN CONVENCIONAL

De acuerdo al sistema establecido en España para la desclasificación de materiales residuales, basado en las directivas y recomendaciones técnicas de la Unión Europea, las instalaciones deben disponer de una autorización específica para la gestión de los residuos por las vías convencionales.

Hasta la fecha se ha seguido autorizando la desclasificación de determinadas corrientes de materiales residuales en las centrales nucleares españolas.

Los esfuerzos reguladores se siguen centrando 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.

Se prevé que durante 2011 se publique una instrucción del CSN que tiene como objetivo establecer los criterios para el control radiológico de los materiales residuales antes de su salida de las zonas de residuos radiactivos (ZRR) de las instalaciones nucleares, para su gestión convencional y la documentación técnica que debe dar soporte a las solicitudes de autorización de desclasificación de los materiales residuales.

La Instrucción que se propone establece los criterios que deben ser considerados para el control radiológico de los materiales residuales que se generan en las zonas controladas de las instalaciones nucleares, para determinar de manera más precisa cuáles de ellos deben ser sometidos a los procesos de desclasificación de acuerdo con el marco normativo establecido y cuales podrían considerarse no impactados ya que no presentan contaminación radiactiva detectable.

De esta forma se consolida mediante la Instrucción el proceso de categorización de los materiales residuales, estableciéndose las categorías de impactados y no impactados. Además se determinan los requisitos que debe considerar el titular para efectuar la categorización mencionada y para la caracterización radiológica previa, a la que deben someterse los materiales residuales antes de su desclasificación, con el objetivo de comprobar que su contenido radiactivo no supera los niveles previamente establecidos.

Para la determinación de estos requisitos se ha analizado la situación actual de las instalaciones nucleares y sus procedimientos operacionales para el control radiológico de los materiales residuales y se han considerado como referencia las recomendaciones de la Comisión Europea que sobre esta materia se incluyen en los documentos Radiation Protection 122 p.1, Radiation Protection 89 y Radiation Protection 113. Se han tenido en cuenta también las herramientas metodológicas americanas Marsame y Marssims.

12.3. MEDIDAS ADOPTADAS PARA EXAMINAR LA SEGURIDAD DE LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD EN LAS INSTALACIONES RADIATIVAS ESPAÑOLAS

Las estrategias de gestión de los residuos radiactivos sólidos que se generan en las II.RR. españolas de 2ª y 3ª 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 Centro de almacenamiento “El Cabril” para su acondicionamiento y almacenamiento definitivo en este centro.

En junio de 2003 se publicó la Orden Ministerial ECO/1449/2003 (BOE nº 134 de 05/06/2003) que determina, en el ámbito concreto de las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª 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.

Actualmente se desarrolla en el CSN un proyecto de análisis de los requisitos de desclasificación establecidos en la Orden Ministerial ECO/1449/2003, con el fin de determinar si es necesaria su actualización considerando la experiencia adquirida durante su vigencia y las recomendaciones en la materia de la Unión Europea y el OIEA.

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 residuos 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.*

España tiene resuelta de forma global la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA), al disponer del Centro de almacenamiento de “El Cabril”, como parte esencial del sistema nacional de gestión de los RBMA, de acuerdo con los límites y condiciones establecidos en el permiso de explotación de la instalación. Sin embargo, con el previsible incremento de residuos a gestionar debido al desmantelamiento de las centrales nucleares actualmente en operación – incluido el desmantelamiento de la central nuclear de José Cabrera, iniciado en el año 2010 -, así como en previsión de incidentes en otras instalaciones, se concibió una instalación complementaria para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de muy baja actividad en el Centro de almacenamiento de “El Cabril”, cuya primera celda (de un total de cuatro proyectadas) fue puesta en marcha en el periodo del informe, tal como se especifica en el artículo 13.1.1. La construcción de las restantes tres celdas se acometerá a medida que la capacidad de gestión de residuos lo requiera.

En lo concerniente a la gestión de RAA y CG, como se ha explicado en la Sección B, se prevé, actualmente, la construcción de una instalación de almacenamiento centralizada en los próximos años, para la cual se ha efectuado, a lo largo de 2010, parte del proceso de selección de emplazamiento que albergue dicha instalación, así como un centro tecnológico asociado a la misma.

13.1. PREVISIÓN DE NUEVAS INSTALACIONES DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

13.1.1. RESIDUOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD (RBMA)

Desde octubre de 2008, el almacenamiento de residuos radiactivos de muy baja actividad se efectúa en una instalación complementaria situada en la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana (“El Cabril”), tras la autorización de puesta en marcha, concedida por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio el 21 de julio de 2008, previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

Se ha proyectado que dicha instalación se componga de cuatro celdas de almacenamiento numeradas como celdas 29, 30, 31 y 32 (ver Figuras 10 y 11), con capacidad total de 130.000 metros cúbicos de RBBA (cubriendo con esto las necesidades previstas en el Plan General de Residuos Radiactivos), separadas de las plataformas en las que se sitúan las celdas de almacenamiento de residuos previamente existentes. Cada una de las cuatro celdas previstas dispone de una capacidad de almacenamiento de 30.000 a 35.000 metros cúbicos. La primera celda (celda 29) entró en funcionamiento en el año 2008, y, teniendo en cuenta que la producción de RBBA no es constante en el tiempo, las restantes tres se irán construyendo en un periodo dilatado, mientras se explotan las celdas anteriores, en función de las necesidades reales, hasta el volumen máximo de RBBA autorizado.

Cuando se llene cada una de las celdas de almacenamiento, se procederá a su cierre con la cobertura final que consta de diversas capas de tierra, arcilla y grava, entre otros componentes, y una última capa de tierra vegetal.

13.1.2. RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD (RAA)

Como se ha explicado en la Sección B, la gestión temporal de este tipo de residuos se llevará a cabo junto con el combustible gastado requiriéndose una instalación centralizada de almacenamiento. Esta instalación ha sido apuntada en la Sección G, apartado 6.1.

Por otro lado, la decisión sobre la instalación de almacenamiento definitivo del combustible gastado y de residuos de alta actividad se pospone, por lo que en la actualidad no hay ninguna instalación proyectada para el almacenamiento definitivo del combustible gastado y de residuos de alta actividad.

13.2. CRITERIOS PARA EVALUAR TODOS LOS FACTORES RELACIONADOS CON EL EMPLAZAMIENTO QUE INFLUYEN EN LA SEGURIDAD

Se distingue en este apartado entre Residuos de Media y Baja Actividad (RBMA), que son todos aquellos susceptibles de ser almacenados en la instalación de almacenamiento definitivo de “El Cabril” y Residuos de alta Actividad (RAA), en donde se integran todos aquellos residuos que por sus características radiológicas no son admisibles en la instalación de “El Cabril”.

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 mar-



Figura 10. Vista aérea. Instalación de residuos de muy baja actividad (celdas 29 a 32).

cha 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 depende 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.

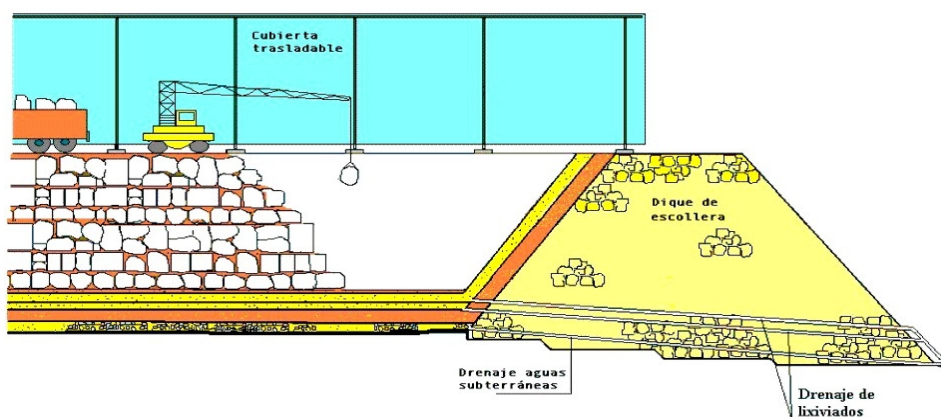


Figura 11. Detalle de una celda en construcción.

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 radionucléidos al medio ambiente;
- ✓ En la fase de libre utilización, se fundamente 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 estableció 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 Centro de Almacenamiento de El Cabril la duración de la fase de vigilancia y control se estima que no debería sobrepasar este período. Esta duración podrá ser 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 residuos de muy baja actividad (RBBA), puesto en marcha en el año 2008, constituye una modificación dentro de los planes del diseño inicial del Centro de Almacenamiento. En cumplimiento de la normativa española, y en particular del RINR, su construcción ha requerido de una autorización de modificación de la instalación preexistente.

Este depósito también tiene como instalación de referencia la instalación francesa para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de muy bajo nivel de actividades de Morvilliers. Entre la documentación soporte del 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 tienen en cuenta los siguientes criterios de idoneidad, revisados periódicamente en el contexto de la revisión periódica de la instalación que se realiza al menos cada diez años:

1. Características litológicas adecuadas
2. Actividad sísmica baja y tectónicamente estable
3. Hidrogeología conocida y modelizable
4. Hidrogeoquímica conocida
5. Topografía suave o allanable y no susceptible de inundaciones
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

En general, los aspectos relativos a la evaluación del emplazamiento se tienen en cuenta a lo largo de todas las fases del proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares, constituyendo,

de hecho, el objeto de una autorización específica, la autorización previa. Dicha autorización, que se acompaña de un estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación, incluye datos suficientes sobre los parámetros del emplazamiento que puedan incidir sobre la seguridad nuclear o la protección radiológica, incluidos los de tipo demográfico y ecológico, así como las actividades relacionadas con la ordenación del territorio. El alcance de estos estudios depende de la complejidad y vida de la instalación.

13.3. CRITERIOS PARA EVALUAR LAS REPERCUSIONES RADIOLÓGICAS EN EL MEDIO AMBIENTE Y LA POBLACIÓN CIRCUNDANTE

Como en el apartado anterior, se distingue entre Residuos de Media y Baja Actividad (RBMA) y Residuos de alta Actividad (RAA).

A) RBMA

Cuando se realizó el ES del Centro de almacenamiento de “El Cabril”, una parte importante de éste 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 éste.

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 depósito de RBBA es una modificación de la instalación existente, por lo que se ha incluido en el ES del Centro de almacenamiento de “El Cabril”, utilizando los mismos criterios y metodología y sin variar el máximo inventario de radiactividad autorizado para el Centro. 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 anteriormente, la Instalación de Almacenamiento Temporal Centralizada (ATC) prevista en el PGRR en vigor, cuyo diseño genérico fue apreciado favorablemente por el CSN en Junio de 2006, está diseñada para almacenar todos los elementos combustibles de las centrales nucleares españolas, los residuos de alta y media actividad resultantes del reprocesado de todos los elementos combustibles de la CN Vandellós I y otros residuos que por sus características radiológicas no sean susceptibles de ser almacenados en la instalación de almacenamiento definitivo de “El Cabril”.

Las medidas para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante correspondientes a la declaración favorable del CSN sobre el diseño genérico de esta instalación, fase previa al licenciamiento se han incluido en la Sección G [Apartado 6.2](#) de este informe relativo al combustible gastado, cuyo contenido es aplicable también para los RAA, por tratarse de la misma instalación.

No existe en España ninguna instalación proyectada para el almacenamiento definitivo de RAA.

13.4. INFORMACIÓN AL PÚBLICO SOBRE EL PROCESO DE SELECCIÓN DE EMPLAZAMIENTOS

En el período de este informe no ha habido ningún proceso de selección de emplazamientos para residuos radiactivos de RBMA, ni ningún desarrollo normativo específico para ello.

Con respecto al almacén temporal centralizado que, además de CG está previsto que acoja RAA y otros residuos de media actividad que por sus características no pueden ser almacenados en “El Cabril”, el trámite de información al público del proceso de selección de emplazamiento se describe en la Sección G, [apartado 6.4](#).

13.5. INFORMACIÓN AL PÚBLICO SOBRE LA SEGURIDAD DE LAS INSTALACIONES

Las disposiciones legales y prácticas relativas a la información pública sobre la seguridad de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos son las mismas que se describen en la Sección G, [apartado 6.5](#).

Dicha identidad deriva, en lo que al CSN respecta, de que el citado apartado describe sus obligaciones de proporcionar acceso al público a la información sobre las instalaciones nucleares y radiactivas y abarca, por tanto, la gestión de los residuos radiactivos generados en todas ellas - incluidas las centrales nucleares, las otras instalaciones nucleares, como el Centro de almacenamiento del “El Cabril”, las instalaciones del ciclo de combustible y las instalaciones destinadas al uso de radioisótopos en la medicina, la industria, la investigación y la docencia.

En cuanto a la previsión de un comité local de información éste sólo atañe a las centrales nucleares y en consecuencia a la gestión y almacenamiento de los residuos radiactivos en ellas producidos.

13.6. ARREGLOS DE CARÁCTER INTERNACIONAL

De conformidad con el artículo 37 del Tratado EURATOM, como ya se ha hecho referencia en el [artículo 6.6 de la sección G](#), España debe suministrar a la Comisión Europea los datos generales referentes a todo proyecto de evacuación de residuos radiactivos que pudieran ocasionar la contaminación radiactiva de aguas, suelo o espacio aéreo de otro Estado Miembro.

La experiencia de España en el cumplimiento de dicho artículo 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, a excepción de los residuos radiactivos a evacuar con ocasión del desmantelamiento de la central nuclear de José Cabrera, cuyo proceso se describe en el [artículo 6.6 de la sección G](#).

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 residuos 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 residuos 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 residuos radiactivos;*
- iv) Las tecnologías incorporadas en el diseño y construcción de una instalación de gestión de residuos 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 Centro de almacenamiento de “El Cabril” principalmente.

14.1. LIMITACIÓN DE LAS POSIBLES CONSECUENCIAS RADIOLÓGICAS SOBRE LAS PERSONAS, EL MEDIO AMBIENTE Y LA SOCIEDAD

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). La revisión del RINR de 2008 añade a la Comunidad Autónoma correspondiente entre los destinatarios de esta documentación sobre la que tiene capacidad para presentar alegaciones.

De acuerdo con el RINR (art. 12), el Centro de almacenamiento de “El Cabril” obtuvo su autorización de construcción por Orden Ministerial de 31 de octubre de 1989. La construcción de la nueva instalación complementaria para RBBA de “El Cabril”, que comenzó a operar en el año 2008, se ha acometido como una propuesta de modificación de diseño (PMD) de la instalación existente y se ha ejecutado compartiendo los mismos criterios de seguridad.

Los objetivos generales de seguridad definidos en el diseño y construcción del Centro de “El Cabril” han sido los siguientes:

1. 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.
2. 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

El cumplimiento de estos objetivos necesita de la aplicación de los siguientes criterios básicos:

- ✓ Aislamiento de la radiactividad almacenada del entorno (o biosfera) durante la fase de explotación y de vigilancia y control, gracias a la idoneidad del emplazamiento y los elementos de la instalación.
- ✓ 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.

La vigente autorización de explotación incluida la de modificación de diseño de la instalación de El Cabril, autoriza a ENRESA a disponer en sus correspondientes celdas de almacenamiento, sin intención de su recuperación posterior, las unidades de almacenamiento que cumplan los criterios de aceptación, así como a cerrar con coberturas definitivas esas celdas. Previamente a la ejecución de cierre, este deberá ser apreciado favorablemente por el CSN.

14.2. DISPOSICIONES TÉCNICAS PARA LA CLAUSURA DE INSTALACIONES DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

De acuerdo con la normativa vigente, la solicitud de autorización de construcción de cualquier instalación nuclear o radiactiva debe incluir dentro de la documentación a presentar previsiones tecnológicas, económicas y de financiación de su desmantelamiento y clausura. Todos los aspectos anteriores están definidos en el RINR cuya última revisión se realizó en 2008 y que reservó al CSN la capacidad de definir el alcance, contenido y desarrollo de la documentación necesaria.

En el caso particular de las centrales nucleares, al final de su explotación, sus propietarios están obligados a realizar actividades preparatorias para que ENRESA asuma su titularidad y comience las actividades de desmantelamiento.

14.3. DISPOSICIONES TÉCNICAS PARA EL CIERRE DE LA INSTALACIÓN DE DISPOSICIÓN FINAL DE RESIDUOS RADIATIVOS

Los sistemas para el cierre de El Cabril y los que tienen que estar operativos durante la fase de vigilancia y control de la instalación están incluidos en el EPS presentado para la obtención de la autorización de construcción.

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 sean requeridas y la instalación de todos los elementos necesarios para la fase de vigilancia y control que no estuvieran instalados.

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. 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.

Antes del inicio del período vigilancia y control se elaborará un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental específico que deberá ser aprobado por las autoridades antes de proceder al cierre. Este Programa estará basado en la experiencia adquirida, las comprobaciones realizadas y los medios empleados durante el período de explotación.

14.4. TECNOLOGÍAS UTILIZADAS PARA LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

CENTRALES NUCLEARES

Las instalaciones de gestión de residuos radiactivos existentes en las centrales nucleares 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.

CENTRO DE ALMACENAMIENTO DE “EL CABRIL”

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 almacenamiento de “El Cabril” para RBMA, y de acuerdo con la normativa vigente, la instalación fue sometida a un programa de verificación pre-operacional 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. Análogamente, la instalación auxiliar para RBBA considera como referencias las instalaciones en operación en otros países y, fundamentalmente, la instalación TFA en Movilliers, en Francia. En este caso, las tecnologías cuentan con experiencia operacional en nuestro país

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 residuos 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 residuos 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 residuos 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 residuos de baja y media actividad en España son las plantas de tratamiento y los almacenamientos temporales que se encuentran ubicados en las centrales nucleares, en la fábrica de elementos combustibles de Juzbado y en la instalación nuclear de CIEMAT. Adicionalmente existen sistemas para el tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento temporal de residuos en el Centro de almacenamiento de “El Cabril”, que dispone además de instalaciones licenciadas para el almacenamiento definitivo de residuos de baja y media actividad y para los residuos de muy baja actividad.

Las instalaciones radiactivas, en las que se desarrollan aplicaciones de las radiaciones ionizantes para fines médicos, industriales y de investigación, disponen también de las infraestructuras adecuadas para el almacenamiento temporal de los residuos que generan, hasta que son entregados al gestor autorizado (ENRESA).

En la [sección E](#) y en el [Anexo B](#) de este informe se incluye información detallada sobre el proceso de autorización de las instalaciones.

El proceso de autorizaciones exigibles a las instalaciones nucleares y a las instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear ha permanecido invariable por lo que la información es la que se incluye en los sucesivos informes nacionales relativos a esta Convención Conjunta.

Se destaca a modo de resumen la necesidad de que se presente, en apoyo de la autorización de construcción, un Estudio Preliminar de Seguridad (EPS) que contendrá, además de una descripción de la instalación propuesta una descripción del emplazamiento y su zona circundante, con datos actuales sobre los parámetros que tengan incidencia en la seguridad y protección radiológica.

En el caso de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos que estén asociadas a instalaciones radiactivas distintas a las del ciclo del combustible nuclear, se requiere exclusivamente de

una autorización de funcionamiento, cuya solicitud deberá ir acompañada de una “memoria descriptiva”, que incluirá, entre otros aspectos, los sistemas de gestión de los residuos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos.

La solicitud se acompañará también de un Estudio de Seguridad (ES), que consistirá en un análisis y evaluación de los riesgos que puedan derivarse del funcionamiento en régimen normal de la instalación o a causa de algún incidente. Se incluirán los datos suficientes para que las autoridades competentes puedan realizar un análisis de los riesgos de la instalación, con independencia del presentado por el solicitante.

15.2. MEDIDAS ADOPTADAS ANTES DE LA CONSTRUCCIÓN DE INSTALACIONES PARA LA DISPOSICIÓN FINAL DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD

En España se encuentran en fase de operación una instalación para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad (1992) y otra para la disposición de residuos radiactivos de muy baja actividad (2008) ambas localizadas en el denominado Centro de almacenamiento de “El Cabril”. Se trata de una instalación nuclear, por lo que antes de su construcción le fue aplicable el régimen de autorizaciones y las evaluaciones de seguridad que han sido indicadas en la [Sección E](#) de este informe.

La información relativa a las medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los residuos ha permanecido invariable por lo que es la que se ha incluido en los sucesivos informes nacionales relativos a esta Convención Conjunta.

Se indica a continuación un resumen con los aspectos fundamentales.

Todos los requisitos relativos a la seguridad de las instalaciones de disposición final 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.

Antes de la construcción de la instalación el titular elabora y somete a la aprobación de las autoridades competentes el Estudio Preliminar de Seguridad, que incluye los correspondientes análisis sobre la posible evolución futura del sistema de almacenamiento, teniendo en cuenta los mecanismos de liberación y de migración de la radiactividad, las vías de exposición de los miembros del público y el análisis de las consecuencias radiológicas en los escenarios de intrusión humana que fueron postulados.

Los objetivos fundamentales que fueron considerados en la concepción de la instalación fueron los siguientes:

1. La protección inmediata y diferida de las personas y del medio ambiente.
2. La limitación de la duración necesaria de la fase de vigilancia a no más de 300 años.

La concepción del almacenamiento deberá permitir la vigilancia fiable, continua y eficaz durante las fases de operación y de vigilancia, para comprobar la ausencia de toda diseminación de sustancias radiactivas.

La concepción y la realización de las obras del almacenamiento y de los dispositivos de control deberán permitir, durante las fases de operación y de vigilancia, una intervención eficaz, comprendiendo la recuperación de los residuos si fuera necesario, en la hipótesis de la constatación de una eventual diseminación de sustancias radiactivas. Durante la fase de operación y de vigilancia deberán poder mantenerse la integridad y las características de los materiales de cobertura como parte integrante de la segunda barrera de confinamiento.

15.3. MEDIDAS ADOPTADAS ANTES DE LA OPERACIÓN DE INSTALACIONES DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD

La información relativa a las medidas adoptadas antes de la operación de las instalaciones para la disposición final de los residuos ha permanecido invariable por lo que es la que se ha incluido en los sucesivos informes nacionales relativos a esta Convención Conjunta.

Se indica a continuación un resumen con los aspectos fundamentales.

La evaluación de la seguridad antes de la autorización de la instalación comprende a su vez tres partes diferenciadas:

- ✓ La evaluación de la seguridad durante la fase operacional.
- ✓ La evaluación de la seguridad durante la fase de vigilancia con supervisión institucional durante un máximo de 300 años.
- ✓ La evaluación de la seguridad para el periodo posterior a los 300 años.

En cada fase de las mencionadas se postulan y analizan desde el punto de vista radiológico escenarios de exposición a la radiación seleccionados.

La naturaleza y la cantidad de radionucleidos que pueden almacenarse en la instalación se determina analizando, en todas las situaciones consideradas plausibles, las posibles vías de transferencia al medio ambiente, teniendo en cuenta su forma físico-química y el modo de acondicionamiento de los residuos. Los estudios se orientan a demostrar que las transferencias producen un impacto radiológico tan bajo como sea posible y en cualquier caso inferior a las restricciones establecidas. Se deberá también demostrar que el decaimiento radiactivo durante la duración de la fase de vigilancia propuesta permitirá la libre utilización del emplazamiento.

Estos estudios han permitido al titular fijar los valores límites, medios y máximos de la actividad máxima de radionucleidos de periodo largo en los bultos de residuos, así como la cantidad total de estos radionucleidos admisible.

El enfoque seguido en España para llevar a cabo las evaluaciones de la seguridad es el recomendado por el OIEA, que implica la determinación de las características, sucesos y procesos (FEPs) (Features, Events and Processes) que podrían influir en el comportamiento a largo plazo.

Se requiere que el enfoque de elaboración de modelos seleccionado sea documentado de forma clara y completa junto con los otros aspectos considerados a medida que se desarrolla. La documentación debe asegurar un registro de trazabilidad de todas las hipótesis y decisiones adoptadas durante el desarrollo y la aplicación de los modelos que se haya elegido.

ARTICULO 16 OPERACIÓN DE LAS INSTALACIONES

Artículo 16. Operación de las instalaciones

Cada parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) *La licencia de operación de una instalación de gestión de residuos radiactivos se base en evaluaciones apropiadas, tal como se especifica 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;*

- 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 15, 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 y residuos radiactivos se realicen de conformidad con procedimientos establecidos. En el caso de una instalación para la disposición final de los residuos 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;*
- 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 de residuos radiactivos;*
- v) *Se apliquen procedimientos para la caracterización y segregación de los residuos radiactivos;*
- vi) *El titular de la correspondiente licencia notifique de manera oportuna al órgano regulador los incidentes significativos para la seguridad;*
- vii) *Se establezcan programas para recopilar y analizar la experiencia operacional pertinente y se actúe en función de los resultados, cuando proceda;*
- viii) *Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para la clausura de una instalación de gestión de residuos 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;*
- ix) *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 RADIATIVAS

16.1.1. AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN, PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN Y APOYO TÉCNICO

Como se indicó en el tercer Informe Nacional, la revisión del RINR de 2008 establece los límites y condiciones para la autorización de explotación discriminando la categoría de las instalaciones radiactivas y las instalaciones nucleares; también se indicaba que el RINR exige que, dentro del estudio de seguridad que ha de presentarse en la solicitud de autorización de explotación de una instalación nuclear, figuren 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.

Respecto del Reglamento de Funcionamiento, en el Tercer Informe Nacional se detallaba lo que al respecto establece el RINR, exigiendo que el documento, incluido en la solicitud de licencia de

operación o renovación de la misma, contenga información referente a la relación de puestos de trabajo con responsabilidad nuclear, la organización y funciones del personal adscrito a la instalación, definiendo los programas básicos de formación y entrenamiento.

La organización de todas las instalaciones nucleares 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 marco de las revisiones periódicas de la seguridad, asociadas a la renovación de los permisos de explotación de cada instalación nuclear, se ha incluido un programa de evaluación y mejora de la seguridad en organización y factores humanos.

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 instalaciones nucleares.

16.1.2. 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 disponer 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 cada uno de los productores de residuos fijan las responsabilidades del productor, diferenciando entre las instalaciones radiactivas y las nucleares.

✓ Para las instalaciones radiactivas, el productor debe:

1. Solicitar la retirada de sus residuos en base al acuerdo existente (contrato-tipo en vigor, aprobado por la Dirección General de Política Energética y Minas),
2. Optimizar el volumen (segregación en origen),
3. Realizar una estimación de la actividad y
4. Facilitar la posterior gestión adecuando la forma de presentación de los residuos al tratamiento previsto. Estos residuos serán acondicionados en el Centro de almacenamiento de “El Cabril”.

ENRESA apoya a estos productores en su tarea de segregación, organizando cursos de formación y entrenamiento, y suministrándoles los recipientes de almacenaje para cada corriente de residuos radiactivos. Antes de la retirada, ENRESA hace una comprobación específica del cumplimiento de los criterios de aceptación.

✓ En el caso de las instalaciones nucleares, los 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 en-

sayos de verificación que garantiza que los bultos de residuos recepcionados en “El Cabril” cumplen con los criterios de aceptación, para lo cual aplica a los distintos bultos tipo generados en las instalaciones nucleares una metodología y criterios de calidad previamente autorizados por las autoridades reguladoras.

En el caso de propuestas para la producción de nuevas corrientes de bultos, ENRESA desarrolla un conjunto de ensayos y medidas, previas a su acondicionamiento en las instalaciones de la instalación nuclear, tendentes a determinar las propiedades y características del bulto-tipo y el cumplimiento de ambos con los criterios de aceptación vigentes. Una vez aprobados, la producción de bultos resultante será, también, objeto de los ensayos de controles de producción y, posteriormente, a los ensayos de verificación técnica realizados en el laboratorio de la instalación de “El Cabril”.

En referencia a los RBBA, la gran diferencia con respecto a los criterios de aceptación de RBMA es la introducción del concepto de lote, conjunto de UA-RBBA cuyas características y orígenes permiten una descripción precisa, de modo que puedan ser objeto de un único expediente de aceptación. Cada Lote de UA-RBBA se corresponde de forma biunívoca con un Lote de bultos RBBA, siendo ambos idénticos en los casos en que no se prevea un tratamiento adicional en el C.A. El Cabril.

Para poder aceptar una corriente de RBBA, el productor preparará una declaración principalmente descriptiva de los modos de preparación del bulto, sus componentes y su control, que se recogen en un documento descriptivo del bulto de muy baja actividad (DBB). ENRESA, en base a esta información, elabora un Estudio de Caracterización en los que estudia todos los aspectos de la corriente de RBBA (naturaleza, clasificación en cuanto a su toxicidad, tratamiento, método de determinación de actividad, espectros tipo, factores de escala, etc.), permitiendo preclasificar los bultos como RBBA.

Estos dos documentos no serán necesarios en caso de ser una corriente de RBBA que haya sido estudiada como bulto tipo RBMA y cuente con los documentos de aceptación correspondientes aprobados.

Una vez generados los bultos, estos se estudian para la conformación de un LOTE aceptable. Las limitaciones principales fijadas para agrupar los bultos son:

- ✓ No se pueden incluir en un mismo lote residuos que necesiten tratamiento adicional en el C.A. El Cabril con aquellos que no precisen.
- ✓ No se pueden incluir residuos inertes y no peligrosos con residuos peligrosos. La verificación del cumplimiento de los criterios de aceptación del lote de bultos RBBA y lote de UA-RBBA se realiza mediante un Expediente de Aceptación del lote de RBBA.

Este Expediente contiene, o referencia, la información suficiente para analizar y justificar el cumplimiento de los requisitos de los criterios de aceptación y demás especificaciones aplicables para cada bulto y para el lote formado por el conjunto, y a su vez documenta la comprobación del cumplimiento de los límites y requisitos aplicables para el lote de UA y para cada una de ellas.

16.1.3. NOTIFICACIÓN DE INCIDENTES

En el 3º Informe Nacional, se indicaban las exigencias del RINR respecto a información a facilitar por el Titular a las autoridades con responsabilidad sobre el tema, 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. También la Ley 33/2007, de reforma de la Ley 15/1980 de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y el propio RINR, establecen la obliga-

ción para los trabajadores de las instalaciones nucleares y radiactivas de comunicar cualquier hecho que pueda afectar al funcionamiento seguro de las instalaciones, protegiéndolos de posibles represalias.

Con el objeto de proporcionar orientaciones a los titulares de las centrales nucleares sobre los sucesos a notificar al Consejo de Seguridad Nuclear, el CSN emitió en julio de 2006 la Instrucción del Consejo IS-10, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al CSN por parte de las centrales nucleares. En dicha Instrucción se establecen los criterios de notificación y se recogen los sucesos notificables, fijando el plazo máximo para la notificación de cada uno de ellos al Consejo de Seguridad Nuclear.

Adicionalmente, las instalaciones nucleares, en cumplimiento del RINR, tienen fijado un Plan de Emergencia Interior, en el que se desarrollan las medidas previstas por el titular y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente, con objeto de mitigar sus consecuencias, proteger al personal de la instalación y notificar su ocurrencia de forma inmediata a los órganos competentes, incluyendo la evaluación inicial de las circunstancias y consecuencias de la situación.

16.2. GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS 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. Por otra parte, por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 21 de julio de 2008, se autorizó una modificación de diseño de la instalación, por la cual, las celdas de almacenamiento definitivo son las 28 celdas originales destinadas a albergar residuos de baja y media actividad, y cuatro celdas destinadas a recibir residuos de muy baja actividad, de las cuales una ya está construida. Según se establece, ENRESA debe realizar revisiones de la seguridad, con una periodicidad de 10 años

Como se indicó con mayor detalle en el Tercer Informe Nacional, la autorización de explotación se concede de acuerdo con los documentos preceptivos actualizados contenidos en el RINR en vigor en su momento (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 radiológica establecen que la operación de la instalación se realizará de acuerdo con la revisión correspondiente de estos documentos.

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:

1. Las acciones a tomar en aquellas circunstancias en las que se incumpliera algún valor o condición límite.

2. 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 internos e Instrucciones de Operación (IOP), en los que se recogen todas las actividades alcance de la instrucción, condiciones iniciales y durante la operación del sistema, límites y requisitos de operación, actuaciones ante anomalías, alarmas y modos de actuación, de cada uno de los sistemas de la instalación, tanto relacionados con la gestión de los residuos como los sistemas auxiliares.

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. Las acciones de mejora asociadas a modificaciones de diseño de la Instalación o a su documentación oficial 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 Centro de almacenamiento de “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 2010, el CSN realizó 10 inspecciones al Centro de almacenamiento de “El Cabril”.

Además, esta autorización, y la de modificación de diseño antes señalada, establecen la obligación de remitir al CSN, y dependiendo del informe a la Dirección General de Política Energética y Minas, 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.

De las modificaciones de diseño acometidas durante el periodo 2008 -10 se pueden destacar las siguientes:

- ✓ Puesta en servicio de la instalación complementaria de almacenamiento de RBBA destinada a la disposición segregada de esta subcategoría de residuos, incluyendo la construcción del primer vaso de almacenamiento y la puesta en marcha del “edificio tecnológico” para la recepción y acondicionamiento previo a la disposición de las unidades de residuos.
- ✓ Puesta en servicio de los sistemas de control asociados a los procesos de la Sala de Control Principal del Centro de almacenamiento de RBMA “El Cabril”, y la distribución de la propia sala, con el objeto de mejorar la integración de los sistemas y su actualización tecnológica.
- ✓ Licenciamiento de la unidad de almacenamiento CE-2b, diseñada con el objeto de optimizar la capacidad de almacenamiento en celdas de baja y media actividad, en el momento de almacenar residuos procedentes del desmantelamiento de grandes

piezas metálicas (generadores de vapor, cabezas de reactor, etc.) se requiere un contenedor distinto del CE-2a actualmente existente. Este nuevo contenedor tienen las mismas dimensiones en planta que el citado CE-2a y la mitad de altura, manteniendo los requerimientos técnicos del primero.

- ✓ Renovación tecnológica de los equipos de medida y control integrados en el sistema de vigilancia de la radiación, manteniendo los requerimientos técnicos previos. La renovación incluye el cambio de monitores de área, la sustitución de los monitores de contaminación ambiental y de efluentes, y los muestreadores.
- ✓ Renovación del sistema de protección contra incendios del conjunto de edificios asociados a la recepción, transferencia, tratamiento y acondicionamiento y almacenamiento temporal de residuos.

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 relación al Tercer Informe Nacional, las modificaciones acaecidas durante el periodo en este ámbito se refieren a la organización de explotación que está basada en distintas unidades organizativas dependientes de la Dirección del Centro, cuyo Director depende, actualmente, de la 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 de los Departamentos de Seguridad y Licenciamiento y de Ingeniería de RBMA de la Dirección de Ingeniería de Residuos y Combustible y el Departamento de Logística de la Dirección de Operaciones, se presta apoyo técnico general a la instalación. Además, 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.

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.

Las autoridades reguladoras aprobaron en diciembre de 2004 dicha modificación, lo que permite utilizar las características del contenedor CE-2a en el estudio de ciertos bultos primarios histórico y no conforme (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.

Posteriormente, ENRESA ha sido autorizada para usar otras modalidades de unidades de almacenamiento, específicamente propuestas por ENRESA para la solución más eficiente de cuestiones operacionales, donde deben referirse la autorización para la fabricación y uso de unidades de almacenamiento tipo “jaula” para el emplazamiento en celdas de bultos primarios de características singulares dentro de estructuras metálicas de geometría idéntica al antes referido contenedor CE-2a y, más recientemente, el diseño y licenciamiento de la unidad de almacenamiento CE-2b¹ específicamente diseñado para mejor satisfacer las necesidades asociadas a la gestión de residuos sólidos generados en las actividades de desmantelamiento.

Actualmente, ENRESA dispone también de una metodología de aceptación de los bultos primarios de las instalaciones nucleares, cuyo cumplimiento forma parte de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento del Centro de almacenamiento de “El Cabril”.

La gestión de los residuos en el Centro de almacenamiento de “El Cabril”, está diseñada para permitir la identificación, seguimiento y control de todos los bultos de residuos en la instalación y mantener actualizado el inventario de la actividad almacenada en las celdas de forma que puede ser contrastada en todo momento con la capacidad máxima radiológica (inventario de referencia).

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 Centro de almacenamiento “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.

Por su parte, desde octubre de 2008, ENRESA opera una instalación específica en el Centro de Almacenamiento de El Cabril para la disposición de residuos radiactivos de muy baja actividad (RBBA) que pueden definirse aquellos materiales sólidos o solidificados, en su mayor parte químicamente inertes o estabilizados previamente, que están contaminados y/o activados y cuyo contenido radiactivo tiene una actividad media inferior a unos límites autorizados.

Como se ha indicado previamente², estos residuos forman un subconjunto de los de baja y media actividad y, en general, presentan actividades específicas entre 1 y 100 bequerelios por gramo, pudiendo llegar hasta varios miles en el caso de algunos radionucleidos de baja radio toxicidad o tratándose de cantidades pequeñas.

¹ Véase 16.2.2 modificaciones de diseño.

² Véase Sección B.2 Clasificación de los residuos radiactivos

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 situaciones de emergencia que requieran una actuación fuera de actividades normales que se desarrollan en la misma. La base de la organización de emergencia es la propia organización de explotación, aunque se han establecido los mecanismos necesarios para garantizar la localización de una de estas personas en todo momento según un procedimiento interno. En todos los casos se prevé la comunicación con el CSN.

Por otro lado “El Cabril”, al igual que el resto de las instalaciones nucleares, está sometido a la notificación de sucesos en aplicación de la normativa vigente.

ARTÍCULO 17 MEDIDAS INSTITUCIONALES DESPUÉS DEL CIERRE

Artículo 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 residuos 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.*

En la actualidad sólo se ha clausurado una instalación en la que permanecen almacenados o depositados residuos radiactivos. Se han tomado las medidas adecuadas para que en la misma se cumpla lo contemplado en el artículo 17. Asimismo, se espera que en las instalaciones que se encuentren 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.

17.1. CUSTODIA DOCUMENTAL

Según el R.D. 1349/2003, sobre ordenación de las actividades de ENRESA, y su financiación, 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 EL CIERRE

El Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (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 instalaciones radiactivas de primera categoría del ciclo del combustible nuclear con las instalaciones nucleares (Art. 37 RINR).

En España, todas las instalaciones, clausuradas o en fase de desmantelamiento, que mantienen materiales residuales acondicionados y estabilizados en su antiguo emplazamiento, pertenecen a la primera parte del ciclo de combustible nuclear (estériles de minería y estériles de proceso de antiguas fábricas de concentrados de uranio). 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 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.

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).

17.3. CONTROLES INSTITUCIONALES Y PREVISIONES FUTURAS

Los controles institucionales que se impongan para restringir el uso de emplazamientos, en los que permanezcan residuos radiactivos estabilizados “in situ” procedentes de la antigua instalación, deberán contemplarse específicamente en la declaración de clausura que se conceda (artículo 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).

El artículo 2 del R.D. 1349/2003, sobre ordenación de las actividades de ENRESA, y su financiación, establece en su apartado h) 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 Ley 33/2007 que la reforma, en su apartado g), atribuye a este organismo 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.

La Ley 11/2009, en su disposición final novena, crea un nuevo artículo 38 bis en la Ley sobre energía nuclear (Ley 25/1964), 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 una vez haya transcurrido el periodo 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 ob-

jetivos de control institucional que se impongan (protección física, registro documental, etc.). Hasta el momento, la única instalación clausurada con materiales residuales almacenados en su emplazamiento es la Planta Lobo-G. En su declaración de clausura se indica que, en tanto no se designe al responsable institucional de la futura vigilancia y control, su antiguo titular será el responsable la misma.

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.

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.

SECCIÓN I

MOVIMIENTOS TRANSFRONTERIZOS

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 residuos radiactivos a un lugar de destino al sur de 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 residuos radiactivos para su reprocesamiento a devolver, o adoptar disposiciones para devolver al Estado de origen los residuos 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 residuos radiactivos y otros productos derivados de las actividades de reprocesamiento.*

27.1. DESARROLLO NORMATIVO

Como se describió en el tercer Informe nacional, la Directiva 2006/117/EURATOM del Consejo, de 20 de noviembre de 2006, establece el régimen comunitario de vigilancia y control de los traslados transfronterizos de residuos radiactivos y combustible gastado. Esta Directiva ha sido transpuesta al ordenamiento jurídico interno mediante el Real Decreto 243/2009, de 27 de febrero, por el que se regula la vigilancia y control de traslados de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado entre Estados miembros o procedentes o con destino al exterior de la Comunidad, y cuyas principales novedades se han descrito en el [apartado 19.2](#) de este informe. El Real Decreto deroga el anterior Real Decreto 2088/1994, de 20 de octubre, mediante el que se incorporaba a la normativa española la Directiva 92/3/EURATOM del Consejo, de 3 de febrero de 1992, que ha sido sustituida por la referida Directiva 2006/117/EURATOM.

Asimismo, el Real Decreto establece el formato de documento uniforme, definido en la Decisión de la Comisión 2008/312/Euratom, de 5 de marzo, que debe cumplimentarse en una solicitud de traslado.

El Real Decreto 243/2009 no se aplica a los traslados de fuentes en desuso a un fabricante o suministrador de fuentes radiactivas o a una instalación reconocida, a los traslados de materiales radiactivos recuperados por reprocesamiento para ser utilizados y a los traslados transfronterizos de residuos que contengan únicamente material radiactivo natural que no resulte de prácticas, de acuerdo con la definición proporcionada por el Real Decreto 783/2001, de 6 de julio.

Las autorizaciones que se contemplan en este Real Decreto no sustituyen a ninguno de los requisitos nacionales específicos aplicables a estos traslados, como pueden ser los relativos a autorizaciones específicas de transporte, protección física, protección civil, etc.

Por otra parte, como ya se ha reflejado en informes anteriores, España ha incluido en su normativa interna las actualizaciones y enmiendas de ámbito internacional referidas al transporte de mercancías peligrosas por vía aérea, marítima, ferrocarril y carretera, y en concreto, las referidas a:

- ✓ Acuerdo Europeo sobre Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR) 2011. La edición 2009 del ADR fue publicada en el BOE de 29 de julio de 2009 (corrección de errores publicada en el BOE de 19 de marzo de 2010). El ADR 2009 entró en exclusiva el 1 de julio de 2009, y desde el 1 de enero de 2011 está en vigor una nueva versión (ADR 2011), si bien hasta el 30 de junio de 2011 también se permitirá el transporte conforme al ADR 2009. Esta última enmienda, por la que se han modificado los anexos A y B del ADR, también está pendiente de su publicación en el BOE. Reglamento relativo al Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Ferrocarril (RID) 2009. Las enmiendas que suponen la edición de 2009 del RID fueron publicadas en el BOE de 14 de agosto de 2009.

- ✓ Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (Código IMDG) 2006, publicadas en el BOE el 12 de noviembre de 2008.
- ✓ Instrucciones Técnicas para el Transporte sin riesgos de Mercancías Peligrosas por vía aérea (OACI) 2006.

Además, como se comentó en el Tercer Informe nacional, el Real Decreto 551/2006, de 5 de Mayo de 2006, regula las operaciones de transporte de mercancías peligrosas por carretera dentro del territorio español.

27.2. EXPERIENCIA EN ESPAÑA

La experiencia española en el periodo considerado en relación con los movimientos transfronterizos, ha consistido, 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 inspección y descontaminación del circuito hidráulico de bombas de refrigeración del reactor y de cuatro motores de centrales nucleares españolas. Uno de estos envíos ya se ha realizado aplicando el procedimiento establecido en el Real Decreto 243/2009

Además, en el año 2009, se realizaron 3 envíos de barras de combustible irradiado desde las centrales nucleares de Almaraz y de Vandellós II hasta los laboratorios de celdas calientes de la CEA (Francia) y de Studsvik (Suecia), dentro de un programa de investigación cuyo objeto es el estudio diversas propiedades de los materiales de vaina. Dichos transportes se realizaron cumpliendo todas las obligaciones establecidas en la normativa nacional e internacional sobre transporte de mercancías peligrosas, así como sobre protección física de los materiales nucleares.

SECCIÓN J

FUENTES SELLADAS EN DESUSO

SECCIÓN J. FUENTES SELLADAS EN DESUSO

ARTÍCULO 28

FUENTES SELLADAS EN DESUSO

Artículo 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 SEA DE MANERA SEGURA

La Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear establece en su artículo 31 que los materiales radiactivos no podrán ser utilizados ni almacenados dentro del territorio nacional por personas que no estén autorizadas expresamente para ello, e indica que los mismos requisitos se exigirán para su transferencia o reventa.

Ese requisito legal se desarrolla en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR). En su artículo 36 esta norma establece que las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales requerirán una autorización de funcionamiento, una declaración de clausura y, en su caso, una autorización de modificación y de cambio de titularidad.

En el artículo 34 del citado reglamento se establece que serán instalaciones radiactivas las instalaciones de cualquier clase que contengan una fuente de radiación ionizante, así como los locales, laboratorios, fábricas e instalaciones donde se produzcan, utilicen, posean, traten manipulen o almacenen materiales radiactivos. El artículo 35 del RINR establece que no tendrán la consideración de instalación radiactiva aquellas instalaciones que cumplan determinadas condiciones que se describen en el mismo, entre las que se definen niveles de exención en función de la actividad isotópica y de la actividad isotópica por unidad de masa.

Asimismo, el RINR establece las condiciones para eximir de la consideración como instalación radiactiva de determinados aparatos (productos de consumo) que incorporan sustancias radiactivas o son generadores de radiaciones ionizantes. Para este caso, el Reglamento establece un sistema de aprobación de tipos de aparatos radiactivos por el Ministerio de Economía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, 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 la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA).

En España no existen instalaciones para la fabricación o producción de fuentes radiactivas selladas, por tanto, todas las fuentes son importadas de otros países. El artículo 74 del RINR indica que la importación, exportación y movimiento intracomunitario de materiales radiactivos se realizará cumpliendo los compromisos internacionales asumidos por España en esta materia. En el caso en que las fuentes proceden de un país miembro de la Unión Europea, 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. En el caso de las fuentes con origen o destino en países de fuera de la Unión Europea se aplica el Código de Conducta sobre la Seguridad Tecnológica y Física de las Fuentes de Radiación y, mas específicamente, la guía suplementaria al mismo sobre Importación y Exportación de Fuentes Radiactivas. Esa guía prevé un régimen de consentimiento previo por el Organismo Regulador del país importador para el envío de cualquier fuente de categoría uno, así como una comunicación de previa a la fecha efectiva de envío. Para las fuentes de categoría dos sólo se requiere comunicación de previa a la fecha efectiva de envío. En España el Consejo de Seguridad Nuclear ha sido designado como punto de contacto para las comunicaciones derivadas de la aplicación de esa guía.

Cuando la entidad que va a realizar la importación de fuentes radiactivas dispone de autorización como instalación radiactiva ésta le faculta también para la importación de las fuentes radiactivas (autorización única). En los límites y condiciones que acompañan a estas autorizaciones se establece la obligación de que todas las entidades que realicen actividades de importación de fuentes radiactivas desde otros países, establezcan acuerdos con los suministradores extranjeros para la devolución de las mismas a su país de origen al final de su vida útil.

Existen situaciones en las que el titular de una autorización para la posesión y uso de fuentes radiactivas no puede devolver las mismas al final de su vida útil al suministrador (por ejemplo debido a que este haya cesado en su actividad). En estos casos los límites y condiciones de las auto-

rizaciones establecen que el titular debe dirigirse a ENRESA para que ésta proceda a su retirada y gestión como residuo radiactivo. En este caso es ENRESA quien, en base a la normativa que regula su actividad, es responsable de la gestión de las fuentes radiactivas y de dar un destino final a las mismas acorde con la reglamentación aplicable, depositándolas en la instalación de almacenamiento de residuos de media y baja actividad que tiene autorizada en Sierra Albarrana (El 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 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, la retirada por ENRESA de las fuentes en desuso no autorizadas requieren de una autorización específica de transferencia emitida por el Ministerio de Economía, con el informe previo del CSN.

Por otra parte, entre 2007 y 2009 se realizó una campaña de detección y recuperación de fuentes radiactivas huérfanas (no sometidas al control regulador), con resultados positivos. Así se han recibido para retirar casi 300 fuentes radiactivas, la mayoría de escasa significación radiológica.

Un caso especial dentro del conjunto de las fuentes huérfanas es el aquellas que se detectan en las instalaciones de procesado o recuperación de chatarras metálicas. Las actuaciones para la gestión segura de estas están previstas en un Protocolo suscrito entre las compañías del sector, el 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, 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 en todos los casos mencionados en los párrafos precedentes, queda garantizada ya que las diferentes entidades que participan en esos procesos están obligadas a cumplir con lo dispuesto en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. Esta norma española incluye requisitos sobre seguridad y protección radiológica equivalentes a los recogidos en las Normas Internacionales sobre Protección Radiológica y sobre Seguridad de las Fuentes de Radiación, del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), y en la Directiva 96/29/EURATOM, de la Unión Europea.

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. Esa directiva ha sido transpuesta a la reglamentación nacional española mediante el Real Decreto 229/2006, de 24 de febrero, sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas. Esta nueva norma incluye requisitos específicos relativos al control de fuentes y a la gestión de fuentes en desuso.

En su artículo 5 indica que los poseedores de fuentes antes de completar el trámite de autorización previo a la puesta en marcha de la instalación radiactiva en cuya autorización esté incluida una fuente, deberán concertar con el proveedor los acuerdos oportunos para la devolución de la fuente cuando esta se conviertan en fuente en desuso y establecer una garantía financiera para hacer frente a su gestión segura en ese momento, incluso en caso de insolvencia, cese de actividad o cualquier otra contingencia que le pueda ocurrir al poseedor de este tipo de fuentes.

Esa misma norma en su artículo 7 establece la obligación de los poseedores de fuentes de llevar una hoja de inventario de cada una de las fuentes bajo su responsabilidad, donde conste su localización y sus transferencias, debiendo remitir una copia al Consejo de Seguridad Nuclear y al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. También debe remitir una copia de esa hoja específicamente en el caso de cualquier cambio en la localización o, en su caso, en el almacenamiento habitual de la fuente, asimismo debe comunicar inmediatamente y cuando se clausure la hoja de inventario de una fuente determinada la identificación del nuevo poseedor o la instalación reconocida a la que se trasfiere la fuente.

Como medida adicional ese artículo requiere que el Consejo de Seguridad Nuclear lleve un inventario actualizado de ámbito estatal de los poseedores autorizados y de las fuentes que poseen.

El artículo 8 de esa norma requiere que el poseedor devolverá toda fuente en desuso al proveedor, para lo que habrá de concertar previamente con éste los acuerdos oportunos, o la transferirá a otro poseedor autorizado o a una instalación reconocida, sin retrasos injustificados después de que se haya dejado de usar.

Finalmente esa nueva norma incluye requisitos relativos a identificación y marcado de fuentes, formación de personal, medidas de vigilancia para detectar la aparición de fuentes huérfanas y para su gestión posterior, incluido el establecimiento de una garantía financiera para cubrir los costes derivados de esta.

España comunicó en abril de 2004 al Director General de OIEA su compromiso para la aplicación del Código de Conducta para la Seguridad Tecnológica y Seguridad Física de las Fuentes de Radiación, lo que supone de hecho reforzar las medidas para mantener un control eficaz de las fuentes de radiación desde su fabricación hasta su disposición final en una instalación autorizada, estas medidas se encuentran recogidas en la reglamentación nacional relativa a seguridad, protección radiológica, gestión de residuos radiactivos, transporte y control de fuentes radiactivas.

Como se ha indicado España está aplicando asimismo la Guía sobre importación y exportación de fuentes radiactivas publicada por el OIEA como desarrollo del mencionado Código de Conducta y ha designado un punto contacto nacional para el intercambio de las solicitudes de consentimiento para traslados de fuentes y las notificaciones de envíos de las mismas.

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 espa-

ñola no existe ninguna disposición alguna que impida la readmisión de fuentes radiactivas exportadas por fabricantes españoles.

La autorización a titulares españoles para la importación de fuentes radiactivas selladas desde otros países requiere que éstos cumplan con las previsiones de este artículo, admitiendo la devolución de las fuentes fuera de uso a suministradores o fabricantes autorizados en su territorio nacional.

SECCIÓN K

ACTIVIDADES PLANIFICADAS PARA MEJORAR LA SEGURIDAD

SECCIÓN K. ACTIVIDADES PLANIFICADAS PARA MEJORAR LA SEGURIDAD

En este Cuarto 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, se continúa trabajando en la mejora del marco legal y reglamentario, y en las áreas que se señalan a continuación y en las que 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 RADIATIVOS

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 sobre la gestión a largo plazo del combustible gastado y los residuos radiactivos son:

NUEVO REAL DECRETO SOBRE PROTECCIÓN FÍSICA DE LAS INSTALACIONES Y LOS MATERIALES NUCLEARES Y DE LAS FUENTES RADIATIVAS

Los compromisos asumidos por España en esta materia (Resolución 1540 de 2004, del Consejo de Seguridad de Naciones Unidas, Iniciativa Global para Combatir el Terrorismo Nuclear, el Código de Conducta sobre la seguridad tecnológica y la seguridad física de las fuentes radiactivas...) y, particularmente en relación a lo dispuesto en la Enmienda a la Convención sobre protección física de los materiales nucleares que impone a los Estados Parte la obligación de adoptar medidas legislativas, reglamentarias o administrativas para el cumplimiento de las obligaciones de la Convención, aconsejan el establecimiento de un nuevo real decreto, que tenga, entre sus objetivos más relevantes:

- ✓ El incremento de las medidas de protección física que se aplican a las instalaciones y a los materiales nucleares, y a las fuentes radiactivas más relevantes.

- ✓ La revisión del vigente régimen de autorizaciones, contemplando de forma separada las autorizaciones correspondientes a las instalaciones y las relativas a los transportes de material nuclear.
- ✓ El establecimiento de un régimen de protección física en las instalaciones en las que se utilizan fuentes radiactivas, concretando en qué casos es obligatorio disponer de un sistema específico de protección física para su transporte.
- ✓ La delimitación de forma más concreta de las obligaciones básicas de los titulares de las autorizaciones de protección física, tanto en lo que se refiere al control y la protección de los materiales, instalaciones y transportes sujetos a la reglamentación, como a los criterios de clasificación de seguridad del personal de las instalaciones y transportes.
- ✓ El reforzamiento de las medidas de control y supervisión de las empresas que participan en los transportes de materiales nucleares y radiactivos.
- ✓ La coordinación de las autoridades competentes y la prevención de los sucesos relacionados con el tráfico ilícito de los materiales nucleares y radiactivos, fijando el punto de contacto ante la Base de Datos de Tráfico Ilícito del OIEA.

El Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR) no ha experimentado modificaciones de alcance desde la aprobación del Real Decreto 35/2008, que se describe con detalle en el tercer informe. Sin embargo, se encuentra en tramitación una modificación del régimen de autorizaciones para tener en cuenta el nuevo Real Decreto sobre Protección Física.

K.2.

CONSTRUCCIÓN DE UN ALMACÉN TEMPORAL CENTRALIZADO (ATC)

Como ya se ha mencionado en el artículo 6, en la fecha de cierre del informe queda pendiente el último paso del procedimiento de selección de emplazamiento, consistente en la designación, por parte del Gobierno del emplazamiento definitivo del ATC, tras el que podrá dar comienzo el proceso de licenciamiento de la instalación.

K.3.

MEDIDAS DERIVADAS DE LAS RECOMENDACIONES DE LA MISIÓN IRRS DEL OIEA

De acuerdo con los resultados de la Misión IRRS que tuvo lugar en España a comienzos de 2008, una de las sugerencias de la Misión relativa a la infraestructura nacional para la gestión de los residuos radiactivos fue la de colaborar con las autoridades competentes en el establecimiento y mantenimiento de un inventario nacional para los residuos radiactivos existentes y anticipados, incluyendo también los residuos que puedan ser generados fuera de las instalaciones reguladas.

Como parte del Plan de Acción diseñado para dar cabida a las mejoras derivadas de la misión internacional de revisión, tras la misión se creó un grupo de trabajo mixto CSN-MITYC-ENRESA dedicado a la elaboración de una propuesta para la mejora del inventario nacional de residuos radiactivos.

Finalmente, tras la misión de Follow-Up IRRS acogida por España a principios de 2011, el equipo de revisión concluyó que esta sugerencia puede ser cerrada, a la vista de las actividades lleva-

das a cabo en España para identificar y caracterizar las categorías de residuos, así como de la marcha del grupo de trabajo mixto.

K.4.

IMPPLICACIONES EN LA SEGURIDAD DERIVADAS DEL ACCIDENTE DE FUKUSHIMA

A la luz del accidente de Fukushima y sus consecuencias, y en base a los análisis que se efectúen con posterioridad al mismo, han surgido diversas iniciativas nacionales e internacionales encaminadas a la reevaluación de los estándares de seguridad aplicables a las instalaciones nucleares. En este sentido, España continuará participando activamente de los esfuerzos que, en los ámbitos del OIEA, la Unión Europea, los foros de reguladores nucleares, la cooperación técnica bilateral y a nivel nacional, se dediquen a la revisión de la seguridad y el análisis de los riesgos identificados en dichas instalaciones tras el accidente de Fukushima, con el objetivo de afrontar posibles mejoras de seguridad en las mismas. En el ámbito de esta convención se dará especial relevancia a las acciones relacionadas con la seguridad del almacenamiento del combustible gastado y la seguridad de las instalaciones nucleares en general.

SECCIÓN L

ANEXOS

SECCIÓN L. ANEXOS

ANEXO A

NORMATIVA DE DERECHO INTERNO EN EL ÁMBITO DE LA ENERGÍA NUCLEAR Y LOS RESIDUOS RADIATIVOS

1. NORMAS DE RANGO LEGAL

- ✓ Ley sobre Energía Nuclear (Ley 25/1964 de 29 de abril; LEN; BOE 04.05.1964). Esta ley ha sido modificada por:
 - ⇒ Ley 25/1968, de 20 de junio, modificando los artículos 9 y 16 de la Ley 25/1964.
 - ⇒ Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.
 - ⇒ Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del sector eléctrico (arts. 2.9).
 - ⇒ Ley 62/2003, de 30 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social (adición art. 2.12.bis y disposición adicional primera).
 - ⇒ Ley 24/2005, de 18 de noviembre, de reformas para el impulso de la productividad (arts. 28-30, 84).
 - ⇒ Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980 (arts. 1, 2.12bis, 36-38 43, 44 bis y capítulo XIV).
 - ⇒ Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario (art. 38 bis).
 - ⇒ Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos (arts. 2 y 28) (deroga el capítulo VII (excepto art. 45), y los capítulos VIII, IX y X).
- ✓ Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear (Ley 15/1980, de 22 de abril; BOE 25.04.1980). Esta ley ha sido modificada por:
 - ⇒ Ley 34/1998, de 7 de octubre, del sector de los hidrocarburos.
 - ⇒ Ley 14/1999, de 4 de mayo, de tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN.
 - ⇒ Ley 62/2003, de 30 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social.
 - ⇒ Ley 24/2005, de 18 de noviembre, de reformas para el impulso de la productividad.
 - ⇒ Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980.
- ✓ Ley de tasas y precios públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear (Ley 14/1999, de 4 de mayo; BOE 05.05.1999)
- ✓ Ley del sector eléctrico (Ley 54/1997, de 27 de noviembre; BOE 28.11.1997 y 31.12.2001). Esta ley ha sido modificada, en lo referente a la energía nuclear, por:

- ⇒ Ley 24/2005, de 18 de noviembre, de reformas para el impulso de la productividad (disposición adicional séptima).
- ⇒ Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario (disposición adicional sexta, y derogación de disposición adicional sexta bis)).
- ⇒ Ley 2/2011, de 4 de marzo, de Economía sostenible, que modifica el apartado 9 cuarto de la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, que regula la tasa por la prestación de servicios de gestión de residuos radiactivos generados por instalaciones radiactivas y otras instalaciones.
- ✓ Ley 9/2006, de 28 de abril, sobre evaluación de los efectos de determinados planes y programas en el medio ambiente (BOE 29.04.2006). Esta ley ha sido modificada por:
 - ⇒ Real Decreto Legislativo 1/2008, de 11 de enero, por el que se aprueba el texto refundido de la Ley de evaluación de impacto ambiental de proyectos.
- ✓ Ley 27/2006 (Ley Aarhus), de 18 de julio, por la que se regulan los derechos de acceso a la información, de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente (BOE 19.07.2006). Esta ley ha sido modificada por:
 - ⇒ Real Decreto Legislativo 1/2008, de 11 de enero, por el que se aprueba el texto refundido de la Ley de evaluación de impacto ambiental de proyectos.
- ✓ Ley 12/2006, de 27 de diciembre, sobre fiscalidad complementaria del Presupuesto de la Comunidad Autónoma de Andalucía (BOE 16.01.2007).
- ✓ Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario (BOE 27.10.2009).
- ✓ Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos (BOE 28.05.2011).

2. NORMAS DE RANGO REGLAMENTARIO

1. Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. (Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre; BOE 31.12.1999). Este Reglamento fue modificado por:
 - ⇒ Real Decreto 35/2008, de 18 de enero, por el que se modifica el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
2. Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. (Real Decreto 783/2001, de 6 de julio; BOE 26.06.2001). Este Reglamento ha sido modificado por:
 - ⇒ Real Decreto 1439/2010, de 5 de noviembre, por el que se modifica el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes, aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio (BOE 18.11.2010).
3. Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre, por el que se aprueba el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear (BOE 22.11.2010).
4. Real Decreto 229/2006, de 24 de febrero, sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas (BOE 28.02.2006).
5. Real Decreto 775/2006, de 23 de junio, por el que se crea la Comisión interministerial para el establecimiento de los criterios que deberá cumplir el emplazamiento del almacén temporal centralizado de combustible nuclear gastado y residuos de alta actividad, y de su centro tecnológico asociado (BOE 05.07.2006).

6. Real Decreto 413/1997, de 21 de marzo, sobre Protección Radiológica de los trabajadores externos con riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada (BOE 16.04.1997).
7. Real Decreto 1132/1990, de 14 de septiembre, por el que se establecen medidas fundamentales de protección radiológica de las personas sometidas a exámenes y tratamientos médicos (BOE 18.09.1990).
8. Real Decreto 815/2001, de 13 de julio, sobre justificación del uso de las radiaciones ionizantes para la protección radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas (BOE 14.07.2001).
9. Real Decreto 1085/2009, de 3 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico (BOE 18.07.2009).
10. Real Decreto 158/1995, de 3 de febrero, sobre Protección Física de los Materiales Nucleares (BOE 04.03.1995).
11. Real Decreto 1464/1999, de 17 de septiembre, sobre actividades de la primera parte del ciclo del combustible nuclear (BOE 05.10.1999).
12. Real Decreto 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 08.11.2003).
13. Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio, por el que se aprueba el Plan básico de Emergencia Nuclear. (PLABEN; BOE 14.07.2004). Este Real Decreto ha sido modificado por:
 - ⇒ Real Decreto 1428/2009, de 11 de septiembre (BOE 12.09.2009).
14. Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares. (Decreto 2177/1967, de 22 de julio; BOE 18.09.1967). Este Reglamento fue modificado por:
 - ⇒ Decreto 742/1968, de 28 de marzo, por el que se modifica el artículo 66 del Reglamento.
15. Reglamento de evaluación de impacto ambiental (Real Decreto 1131/1988, de 30 de septiembre (BOE 05.10.1998).
16. Real Decreto 208/2005, de 25 de febrero, sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de los residuos (BOE 26.02.2005).
17. Real Decreto 1428/1986, de 13 de junio, sobre pararrayos radiactivos (BOE 11.07.1986). Este Real Decreto fue modificado por:
 - ⇒ Real Decreto 903/1987, de 10 de julio (BOE 11.07.1987).
18. Real Decreto 243/2009, de 27 de febrero, por el que se regula la vigilancia y control de traslados de residuos radioactivos y combustible nuclear gastado entre Estados miembros o procedentes o con destino al exterior de la Comunidad (BOE 02.04.2009).
19. Real Decreto 551/2006, de 5 de mayo, por el que se regulan las operaciones de transporte de mercancías peligrosas por carretera en territorio español (BOE 12.05.2006).
20. Real Decreto 412/2001, de 20 de abril, por el que se regulan diversos aspectos relacionados con el transporte de mercancías peligrosas por ferrocarril (BOE 08.05.2001), modificado por Orden Ministerial de 1/02/2007.

21. Real Decreto 1749/1984, de 1 de agosto, que aprueba el Reglamento Nacional de transporte de mercancías peligrosas por vía aérea, (BOE 02.10.1984) modificado por Orden Ministerial de 28/12/1990.
22. Real Decreto 145/1989, de 20 de enero, por el que se aprueba el Reglamento Nacional de admisión, manipulación y almacenamiento de mercancías peligrosas en los puertos (BOE de 13/02/1989).

3. INSTRUCCIONES DEL CONSEJO

- ✓ Instrucción IS-01, de 31 de mayo de 2001, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se define el formato y contenido del documento individual de seguimiento radiológico (carné radiológico) regulado en el Real Decreto 413/1997 (BOE 06.08.2001)
- ✓ Instrucción IS-02 revisión 1, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre documentación de actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera (BOE 16.09.2004).
- ✓ Instrucción IS-03, de 6 de noviembre de 2002, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes (BOE 12.12.2002).
- ✓ Instrucción IS-04, de 5 de febrero de 2003, del Consejo de Seguridad Nuclear, 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 (BOE 28.02.2003).
- ✓ Instrucción IS-05, de 26 de febrero de 2003, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se definen los valores de exención para nucleidos según se establece en las tablas A y B del anexo I del Real Decreto 1836/1999 (BOE 10.04.2003).
- ✓ Instrucción IS-06, de 9 de abril de 2003, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se definen los programas de formación en materia de protección radiológica básico y específicos regulados en el Real Decreto 443/1997, de 21 de marzo, en el ámbito de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible (BOE 03.06.2003). Con fecha 28 de octubre de 2004, el CSN remitió una circular informativa a todas las empresas externas aclarando algunos aspectos de la aplicación práctica de ésta instrucción.
- ✓ Instrucción IS-07, de 22 de junio de 2005, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre campos de aplicación de licencias de personal de instalaciones radiactivas (BOE 20.07.2005).
- ✓ Instrucción IS-08, de 27 de julio de 2005, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los criterios aplicados por el Consejo de Seguridad Nuclear para exigir, a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas, el asesoramiento específico en protección radiológica (BOE 05.10.2005).
- ✓ Instrucción IS-09, de 14 de junio de 2006, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios a los que se han de ajustar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física de las instalaciones y materiales nucleares (BOE 07.07.2006).

- ✓ Instrucción IS-10, de 25 de julio de 2006, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares (BOE 03.11.2006).
- ✓ Instrucción IS-11, de 21 de febrero de 2007 del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares (BOE 26.04.2007).
- ✓ Instrucción IS-12, de 28 de febrero de 2007, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares (BOE 11.05.2007).
- ✓ Instrucción IS-13, de 21 de marzo de 2007, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios radiológicos para la liberación de emplazamientos de instalaciones nucleares (BOE 07.05.2007).
- ✓ Instrucción IS-14, de 24 de octubre de 2007 del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre la Inspección Residente del CSN en centrales nucleares (BOE 08.11.2007).
- ✓ Instrucción IS-15, de 31 de octubre de 2007, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares (BOE 23.11.2007).
- ✓ Instrucción IS-16, de 23 de enero de 2008, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se regulan los periodos de tiempo que deberán quedar archivados los documentos y registros de las instalaciones radiactivas (BOE 12.02.2008).
- ✓ Instrucción IS-17, de 30 de enero de 2008, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre la homologación de cursos o programas de formación para el personal que dirija el funcionamiento u opere los equipos en las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico y acreditación del personal de dichas instalaciones (BOE 19.02.2008).
- ✓ Instrucción IS-18, de 2 de abril de 2008, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los criterios aplicados por el Consejo de Seguridad Nuclear para exigir, a los titulares de las instalaciones radiactivas, la notificación de sucesos e incidentes radiológicos (BOE 16.04.2008).
- ✓ Instrucción IS-19, de 22 de octubre de 2008, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares (BOE 08.11.2008).
- ✓ Instrucción IS-20, de 28 de enero de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado (BOE 18.02.2009).
- ✓ Instrucción IS-21, de 28 de enero de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares (BOE 19.02.2009).
- ✓ Instrucción IS-22, de 1 de julio de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares (BOE 10.07.2009).
- ✓ Instrucción IS-23, de 4 de noviembre de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre inspección en servicio de centrales nucleares (BOE 24.11.2009).
- ✓ Instrucción IS-24, de 19 de mayo de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se regulan el archivo y los periodos de retención de documentos y registros de las instalaciones nucleares (BOE 01.06.2010).

- ✓ Instrucción IS-25, de 9 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares (BOE 24.06.2010).
- ✓ Instrucción IS-26, de 16 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares (BOE 08.07.2010).
- ✓ Instrucción IS-27, de 16 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares (BOE 08.07.2010).
- ✓ Instrucción IS-28, de 22 de septiembre de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre las especificaciones técnicas de funcionamiento que deben cumplir las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría (BOE 11.10.2010).
- ✓ Instrucción IS-29, de 13 de octubre de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad (BOE 02.11.2010).
- ✓ Instrucción IS-30, de 19 de enero de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares (BOE 16.02.2011).

ANEXO B

PROCESO DE LICENCIAMIENTO DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES Y RADIATIVAS

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 y modificado por el Real Decreto 35/2008, de 18 de enero.

De acuerdo con el RINR, estas autorizaciones serán concedidas por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC), al que serán dirigidas las solicitudes junto con la documentación requerida en cada caso. El MITYC remitirá una copia de cada solicitud y su documentación al Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) para la emisión del 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.

Asimismo, el MITYC remitirá, en su caso, una copia de toda la documentación a las Comunidades Autónomas con competencias en materia de ordenación del territorio y medio ambiente en cuyo territorio se ubique la instalación o la zona de planificación prevista en la normativa básica sobre planificación de emergencias nucleares y radiológicas, a los efectos de que formulen alegaciones en el plazo de un mes.

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

1. SISTEMA DE LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES NUCLEARES

Según define el RINR son instalaciones nucleares:

1. Las centrales nucleares
2. Los reactores nucleares
3. Las fábricas que utilicen combustibles nucleares para producir sustancias nucleares y aquellas en que se proceda al tratamiento de sustancias nucleares
4. Las instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares de forma permanente
5. Los dispositivos e instalaciones que utilicen reacciones nucleares de fusión o fisión para producir energía o con vistas a la producción o desarrollo de nuevas fuentes energéticas.

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.

✓ 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:

- a) Declaración sobre las necesidades que se tratan de satisfacer, justificación de la instalación y del emplazamiento elegido
- b) Memoria descriptiva de los elementos fundamentales de que consta la instalación, junto con la información básica sobre la misma
- c) Anteproyecto de construcción, que incluya fases y plazos de ejecución y estudio económico previo sobre las inversiones financieras y costes previstos
- d) Estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación
- e) Organización prevista para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción
- f) 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.

✓ 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:

- a) Proyecto general de la instalación
- b) Programa de adquisiciones
- c) Presupuesto, financiación, plazo de ejecución y régimen de colaboración técnica
- d) Estudio económico, que actualiza el presentado con la solicitud previa
- e) Estudio preliminar de seguridad, que, a su vez, debe comprender:
 - 1. Descripción del emplazamiento y su zona circundante
 - 2. Descripción de la instalación
 - 3. Análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias
 - 4. Estudio analítico radiológico
 - 5. Actualización de la organización prevista por el solicitante para supervisar el desarrollo del proyecto y garantizar la calidad durante la construcción
 - 6. Organización prevista para la futura explotación de la instalación y programa preliminar de formación del personal de explotación
 - 7. Programa de vigilancia radiológica ambiental preoperacional
 - 8. Programa de garantía de calidad de la construcción
- f) Previsiones tecnológicas, económicas y de financiación del desmantelamiento y clausura

- g) 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.

✓ 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:

- a) 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:
 1. Datos complementarios obtenidos durante la construcción sobre el emplazamiento y sus características
 2. Descripción de la instalación y de los procesos que van a tener lugar en ella
 3. Análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias
 4. Estudio analítico radiológico de la instalación
 5. Programa de vigilancia radiológica ambiental operacional.
- b) Reglamento de funcionamiento: Deberá contener la información siguiente:
 1. Relación de puestos de trabajo con responsabilidad nuclear
 2. Organización y funcionamiento del personal, así como descripción de la gestión de seguridad implantada.
 3. 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.
- c) Plan de emergencia interior: Detallará las medidas previstas por el titular y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente.
- d) Programa de pruebas nucleares: Describirá dichas pruebas, su objeto, las técnicas específicas y los resultados previstos.

- e) 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.
- f) Manual de protección radiológica: Incluirá las normas de protección radiológica de la instalación
- g) Plan de gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado: Incluirá un sistema para la posible desclasificación de materiales residuales con contenido radiactivo.
- h) Estudio económico final: Analizará el cumplimiento de las previsiones económicas y financieras y expresará el importe total y efectivo de la instalación
- i) 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.
- j) Plan de protección física: Describirá las medidas que serán adoptadas destinadas a alcanzar un nivel de seguridad física aceptable. Su tratamiento será confidencial.

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.

✓ 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:

- a) Descripción técnica de la modificación
- b) Análisis de seguridad
- c) Identificación de los documentos que se verían afectados por la modificación

- d) 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:

- a) Descripción general de la modificación, identificando las causas que la han motivado
- b) Normativa a aplicar en el diseño, construcción, montaje y pruebas de la modificación
- c) Diseño básico de la modificación
- d) Organización prevista y programa de garantía de calidad para la realización del proyecto
- e) 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
- f) Destino de los equipos a sustituir
- g) Plan de adquisición y presupuesto en el caso de grandes modificaciones

✓ 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:

- a) Estudio de seguridad
- b) Reglamento de funcionamiento
- c) Especificaciones técnicas aplicables durante la fase de desmantelamiento
- d) Manual de garantía de calidad
- e) Manual de protección radiológica
- f) Plan de emergencia interior
- g) Plan de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado
- h) Plan de restauración del emplazamiento
- i) Estudio económico del proceso de desmantelamiento y previsiones financieras para hacer frente al mismo
- j) Plan de Protección Física
- k) Plan de control de materiales desclasificables

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 haya verificado el cumplimiento de las previsiones del plan de restauración del emplazamiento así como las demás 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.

Dicho Ministerio, con carácter previo a la declaración de clausura, dará traslado, a efectos de formular alegaciones en el plazo de un mes, a las Comunidades Autónomas correspondientes con competencias en materia de ordenación del territorio y medio ambiente en cuyo territorio se ubique la instalación.

2. SISTEMA DE LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES RADIATIVAS

De acuerdo con el RINR se entiende por instalaciones radiactivas:

- ✓ Las instalaciones de cualquier clase que contengan una fuente de radiación ionizante
- ✓ Los aparatos productores de radiaciones ionizantes que funcionen a un diferencia de potencial superior a 5 kV
- ✓ 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.

1. Las instalaciones radiactivas de primera categoría son las del ciclo del combustible nuclear, las industriales de irradiación y aquellas instalaciones complejas en las que se manejen inventarios muy elevados de sustancias radiactivas con un impacto potencial radiológico significativo.
2. 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.
3. 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 o cambio de titular.

La solicitud de la autorización de funcionamiento de estas instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, comerciales o industriales, deberá ir acompañada, al menos, de los siguientes documentos:

- a) Memoria descriptiva de la instalación
- b) Estudio de seguridad: Análisis y evaluación de los riesgos que pudieran derivarse del funcionamiento normal de la instalación o a causa de algún accidente
- c) Verificación de la instalación: Conteniendo una descripción de las pruebas a que se somete la instalación
- d) Reglamento de funcionamiento: Medidas prácticas que garanticen la operación segura de la instalación

- e) Relación del personal previsto, organización, responsabilidades de cada puesto de trabajo
- f) Plan de emergencia interior: Medidas previstas y asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente
- g) Previsiones para la clausura y cobertura económica para garantizarla
- h) Presupuesto económico de la inversión a realizar

En las instalaciones de primera categoría se adjuntará, además, la siguiente documentación:

- a) Información sobre el emplazamiento y terrenos circundantes
- b) Como parte del reglamento de Funcionamiento:
 - ⇒ Manual de Garantía de Calidad
 - ⇒ Manual de Protección Radiológica
 - ⇒ Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
- c) Plan de Protección Física

Corresponde al Ministro de Industria, Turismo y Comercio la concesión de las autorizaciones de funcionamiento, cambios de titularidad y declaraciones de clausura de las instalaciones radiactivas de primera categoría, si bien mediante Orden del MITYC ITC/2783/2010, de 28 de octubre, se delegan dichas competencias al titular de la Secretaría de Estado de Energía. En dichas autorizaciones se dará traslado de la documentación correspondiente a la Comunidad Autónoma, para que en el plazo de un mes se formulen alegaciones.

La concesión del resto de autorizaciones radiactivas reguladas en este capítulo corresponde al Director General de Política Energética y Minas.

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.

Los cambios que afecten a la titularidad de la instalación, a su localización, a las actividades a las que faculta la autorización concedida, a la categoría de la instalación, la incorporación de aceleradores de partículas o material radiactivo adicional no autorizado previamente, requerirán autorización por el mismo trámite por el que fue concedida la autorización de funcionamiento.

Los cambios y modificaciones que afecten a otros aspectos del diseño o de las condiciones de operación autorizadas de la instalación requerirán únicamente la aceptación expresa del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su implantación, informando este organismo al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

La solicitud de la declaración de clausura deberá acompañarse de la siguiente documentación:

- a) Estudio técnico de la clausura
- b) 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, La Rioja y Aragón¹.

La información y la participación públicas en el proceso de autorización de instalaciones.

3. LA INFORMACIÓN Y LA PARTICIPACIÓN PÚBLICAS EN EL PROCESO DE AUTORIZACIÓN DE INSTALACIONES

El RINR, así como la normativa relativa a impacto ambiental requiere 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 27/2006, de 18 de julio, por la que se regulan los derechos de acceso a la información, de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente, y 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 aprobó y ratificó 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 periodo 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

¹ La 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.

² Real Decreto Legislativo 1/2008, de 11 de enero, por el que se aprueba el texto refundido de la Ley de Evaluación de Impacto Ambiental de proyectos, modificado por la Ley 6/2010, de 24 de marzo. Ley 9/2006, de 28 de abril, sobre evaluación de los efectos de determinados planes y programas en el medio ambiente. Reglamento de Evaluación de impacto ambiental, aprobado por RD 1131/1988, de 30 de septiembre.

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 correspondientes 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, la Dirección General de Protección Civil y Emergencias y de los municipios incluidos en la zona 1 definida en los correspondientes Planes de emergencia exteriores a las centrales nucleares. 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, al Senado y a los Parlamentos autonómicos concernidos.
- ✓ 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.
- ✓ Informes de tráfico ilícito de material radiactivo al OIEA.
- ✓ Informes a la Comisión Europea en cumplimiento del Tratado EURATOM.
- ✓ Notificaciones a la Comisión Europea en caso de emergencia radiológica (sistema ECURIE)
- ✓ Notificaciones al sistema de respuesta ante emergencias del OIEA.

ANEXO D

REFERENCIAS A INFORMES DE MISIONES INTERNACIONALES DE EXAMEN REALIZADAS A PETICIÓN DE UNA PARTE CONTRATANTE

EVALUACIÓN DEL SEGUIMIENTO DE LA MISIÓN IRRS (INTEGRATED REGULATORY REVIEW SERVICE FOLLOW-UP)

El CSN acogió en febrero de 2011 la misión de seguimiento de la IRRS (Integrated Regulatory Review Service) que el Organismo Internacional para la Energía Atómica (OIEA) realizó a España en 2008. Aquella misión, solicitada por el Gobierno de España a petición del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), por primera vez tuvo un alcance integral, incluyendo los aspectos de seguridad física, además de las siguientes áreas temáticas: responsabilidades legislativas y gubernamentales; responsabilidades y funciones del regulador; organización; proceso de autorización; revisión y evaluación de las solicitudes de los titulares; inspección y sistema sancionador; elaboración de reglamentos y guías, y sistema de gestión del organismo.

La misión de seguimiento se ha centrado en los progresos acometidos por el CSN para dar respuesta a las recomendaciones y sugerencias de la misión IRRS realizada en 2008 y en la revisión de las áreas que han cambiado significativamente desde 2008. Ambos aspectos han cubierto la seguridad y la protección física del conjunto de instalaciones y actividades en España relacionadas con el ámbito de la regulación nuclear.

El equipo de expertos ha concluido que el CSN ha mejorado de forma significativa el conjunto de sus actividades reguladoras, habiendo avanzado significativamente en la mayoría de las áreas de mejora identificadas por la misión, por lo que éstas pueden considerarse cerradas. Asimismo, se han identificado fortalezas, y se han emitido nuevas recomendaciones y sugerencias para continuar reforzando el sistema regulador español; a todas ellas se le dará seguimiento en el plan de acción integral y sistemático puesto en marcha por el CSN.

ANEXO E

ORGANIZACIÓN DEL CSN ANTE 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 Protección Civil se establecen los principios generales de organización, las responsabilidades, 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 respuesta ante situaciones de emergencia, así mismo se establecen 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.

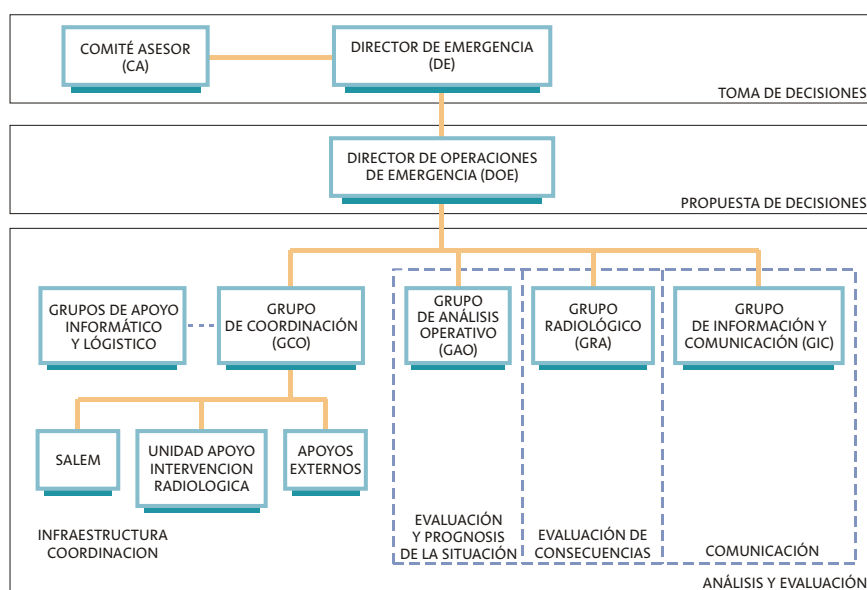
Dada la naturaleza específica de las emergencias nucleares y radiológicas, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) asume en esta materia una serie de funciones recogidas en la legislación, más allá de las competencias de control propias del organismo regulador nuclear.

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 de 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.

En la SALEM del CSN, permanentemente atendida, se reciben las notificaciones de emergencia, conocidas las cuales se puede alertar al retén de emergencia de la ORE, para responder a la situación de emergencia en un plazo inferior a una hora.

La SALEM, cuya configuración arquitectónica y sistemas de comunicaciones fueron actualizados en 2007, dispone de sistemas de comunicaciones y herramientas de evaluación adecuados, para asesorar convenientemente a los directores de los planes de emergencia del nivel de respuesta exterior, sobre la evolución más conservadora del accidente, sobre sus consecuencias potenciales y sobre las medidas de protección radiológica a la población que deberían ponerse en práctica.

El Plan de Actuación ante Emergencias del CSN cuenta con su propio plan de formación, independiente de los planes de formación de los actuantes de los planes de emergencia exterior de las instalaciones, pero coordinado con los mismos. Además 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 en el que estarán los miembros del Pleno del CSN que no desempeñen el papel de DE, 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 DE 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.

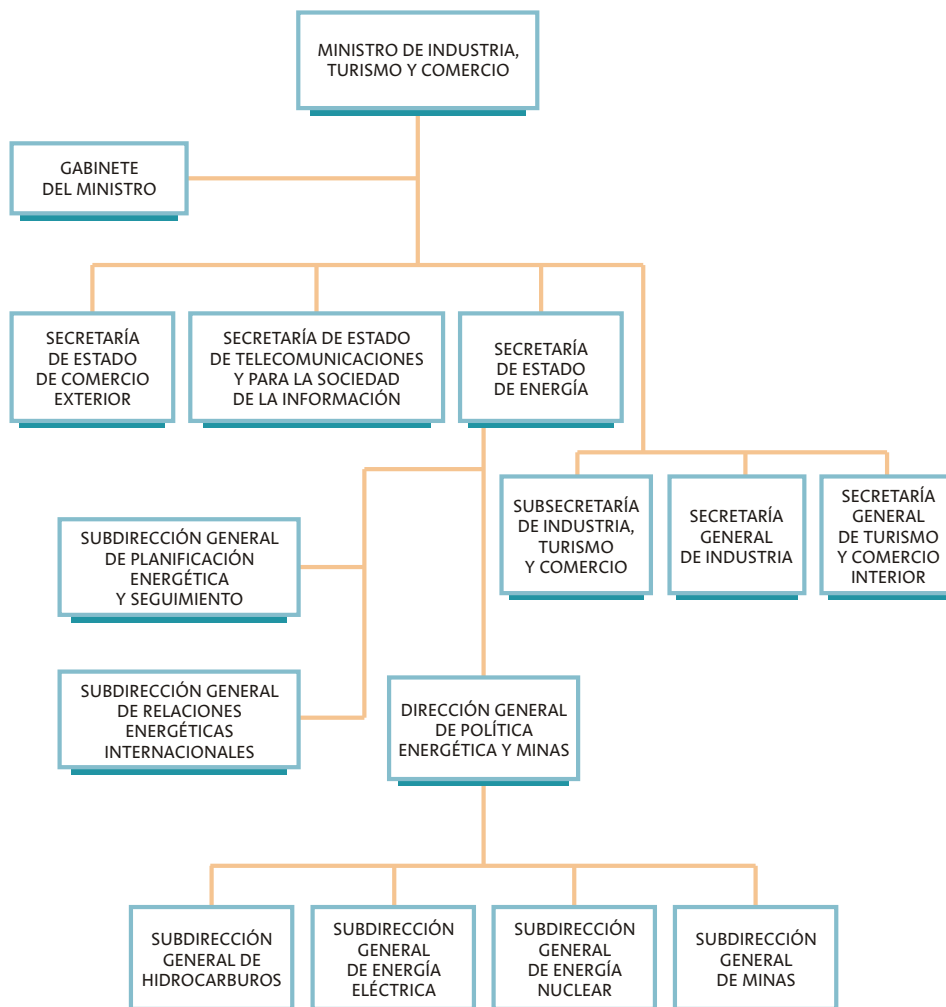
- ✓ La misión del Grupo de Información y Comunicación es proporcionar a los demás órganos de la ORE y a los organismos con los que el CSN tienen compromiso de pronta notificación, la información sobre la instalación o el lugar del accidente necesaria para el desarrollo de sus funciones. Así mismo el 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 de Emergencias y Protección Física, 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 ORE puede actuar en cuatro Modos de Respuesta (del 0 al 3) y su estructura es variable en función de la gravedad, complejidad, duración del tiempo de la emergencia y nivel de responsabilidad en la toma de decisiones, adaptándose a diferentes niveles de respuesta en cuanto a su composición de efectivos: permanente ó modo 0 (técnicos de atención permanente), reducida ó modo 1 (lo anterior + DOE); básica ó modo 2 (lo anterior + retenes) y ampliada ó modo 3 (que podría involucrar a todo el personal del CSN).

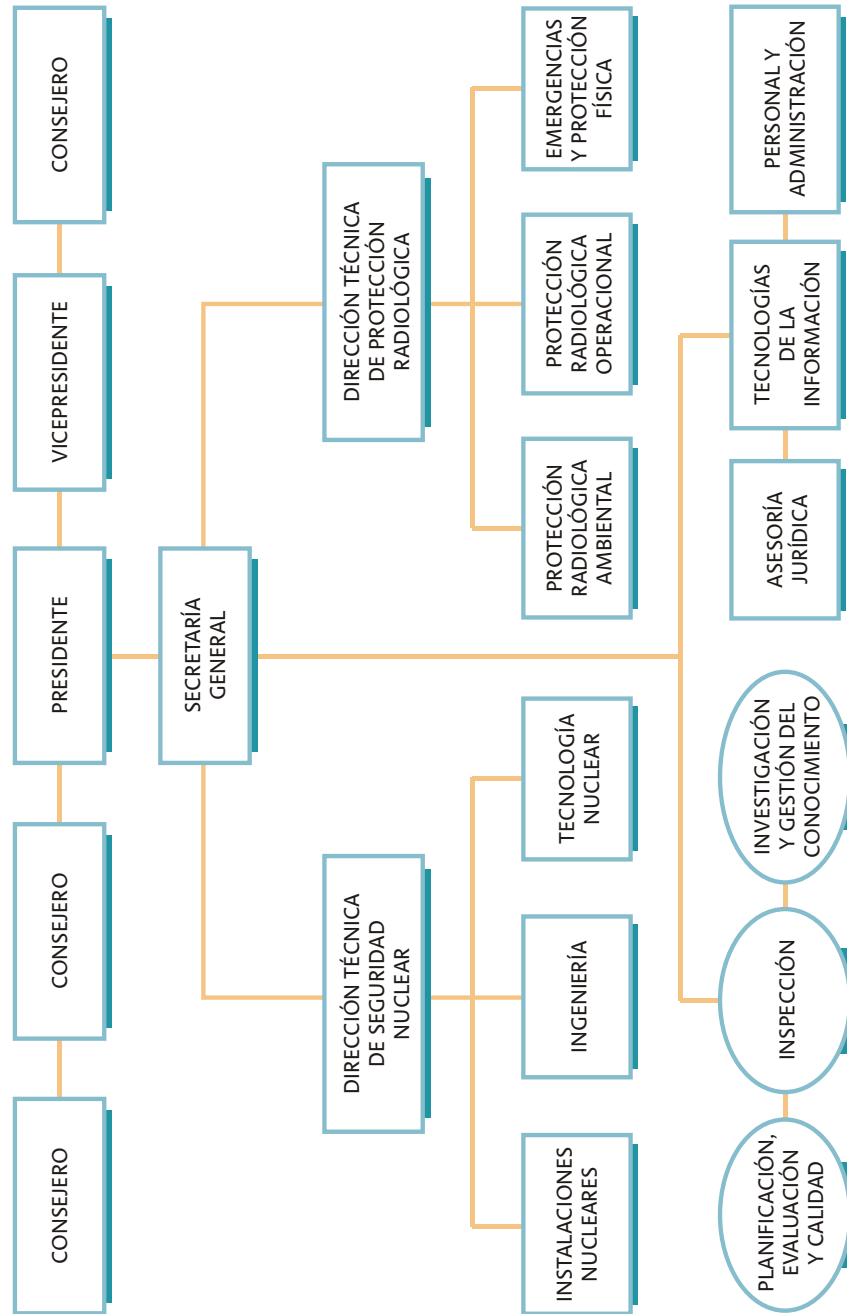
ANEXO F

ORGANIGRAMAS DE LOS ORGANISMOS E INSTITUCIONES IMPLICADOS EN LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS Y COMBUSTIBLE GASTADO

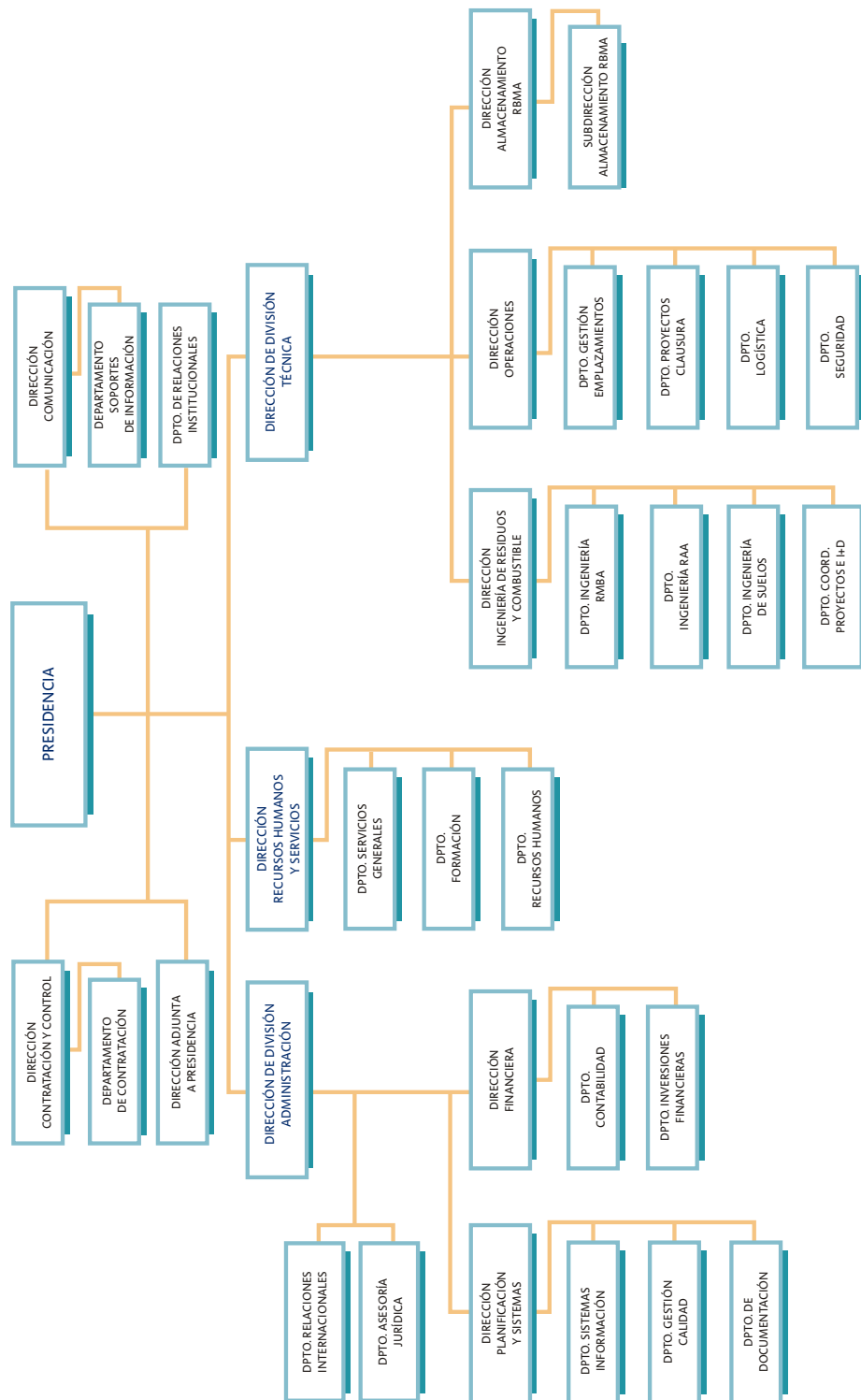
F1. EL MINISTERIO DE INDUSTRIA, TURISMO Y COMERCIO (MITYC)



F2. ORGANIGRAMA DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN)



F3. ORGANIGRAMA DE ENRESA



ANEXO G

SIGLAS Y ABREVIATURAS UTILIZADAS

AGP	Almacenamiento geológico profundo
ATC	Almacén Temporal Centralizado
ALARA	Tan bajo como sea razonable alcanzar
B.O.E.	Boletín Oficial del Estado
BWR	Reactor de agua en ebullición
CC.NN.	Centrales nucleares
CE	Comunidad Europea
CEE	Comunidad Económica Europea
CFR	Código de Regulaciones Federales de Estados Unidos
CG	Combustible gastado
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
D.G.	Dirección General
DGPC	Dirección General de Protección Civil
DGPEyM	Dirección General de Política Energética y Minas
DOCE	Diario Oficial de las Comunidades Europeas
ECURIE	Intercambio urgente de información radiológica de la Unión Europea
EE UU	Estados Unidos de América
EIA	Evaluación de Impacto Ambiental
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.
ENUSA	ENUSA Industrias Avanzadas, S.A.
EPS	Estudio Preliminar de Seguridad
ES	Estudio de Seguridad
ETF	Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
EURATOM	Comunidad Europea de la Energía Atómica
FUA	Fábrica de Uranio de Andujar
GS	Guía de seguridad
I+D	Investigación y Desarrollo
IAEA	Siglas de OIEA en inglés
ICRP	Comisión Internacional de Protección Radiológica
ILRR.	Instalaciones radiactivas
INEX	Ejercicio internacional de emergencia nuclear
INPO	Instituto de operaciones nucleares

IOP	Instrucciones de operación
ISO	Organización internacional de normalización
JEN	Junta de Energía Nuclear
KWU	Kraftwerk Union A.G.
MCDE	Manual de Cálculo de Dosis al Exterior
MARM	Ministerio de Medio Ambiente y Medio Rural y Marino
MEH	Ministerio de Economía
MITYC	Ministerio de Industria, Turismo y Comercio
NEA-OCDE	Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE
NRC	Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos
NUREG	Publicación técnica de la NRC
O.M.	Orden Ministerial
OCDE	Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
OSPAR	Convención para la protección del medio ambiente marino del noreste del Atlántico
PACG	Piscina de almacenamiento de combustible gastado
PCD	Paquete de cambio de diseño
PCP	Programa de control de procesos
PEN	Plan Energético Nacional
PGRR	Plan General de Residuos Radiactivos
PIMIC	Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat
PLABEN	Plan Básico de Emergencia Nuclear
PLAGERR	Plan de Gestión de Residuos Radiactivos
PVRA	Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental
PWR	Reactor de agua a presión
R.D.	Real Decreto
R.G.	Guía Reguladora de la NRC
RAA	Residuos de alta actividad
RBBA	Residuos de muy baja actividad
RBMA	Residuos de baja y media actividad
RMA	Residuos de media actividad
RINR	Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas
RPS	Revisión Periódica de Seguridad
RPSRI	Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes
SACOP	Sala de Coordinación Operativa
SALEM	Sala de Emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear
SEPI	Sociedad Española de Participaciones Industriales
SGEN	Subdirección General de Energía Nuclear
UKAEA	Autoridad de Energía Nuclear del Reino Unido

UNESA	Asociación Española de la Industria Eléctrica
UPC	Universidad Politécnica de Cataluña
USNRC	Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos
WANO	Asociación mundial de operadores nucleares

