

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

8º INFORME NACIONAL DE ESPAÑA

Julio 2024



GOBIERNO
DE ESPAÑA

VICEPRESIDENCIA
TERCERA DEL GOBIERNO

MINISTERIO
PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA
Y EL RETO DEMOGRÁFICO

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

8º INFORME NACIONAL DE ESPAÑA

Julio 2024



GOBIERNO
DE ESPAÑA

VICEPRESIDENCIA
TERCERA DEL GOBIERNO

MINISTERIO
PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA
Y EL RETO DEMOGRÁFICO

Catálogo de publicaciones del Ministerio: <https://www.miteco.gob.es/es/ministerio/servicios/publicaciones/>

Catálogo general de publicaciones oficiales: <https://cpage.mpr.gob.es/>

Página web de Enresa: <https://www.enresa.es/esp/inicio/sobre-enresa/publicaciones-y-videoteca/publicaciones/category/4-institucional>

Título: Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos. Octavo informe nacional

<https://www.miteco.gob.es/es/energia/nuclear/residuos/gestion-residuos/convencion-conjunta.html>

Edición: 2024

Autores: Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico

Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A., S.M.E. (ENRESA)

Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)

Comité de Energía Nuclear (CEN)



MINISTERIO PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA Y EL RETO DEMOGRÁFICO

Edita: © SUBSECRETARÍA

Gabinete Técnico

NIPO (línea en castellano): 665-24-031-X

NIPO (línea en inglés): 665-24-032-5

Maquetación: Komuso Comunicación Multimedia, Diseño y Soluciones Audiovisuales

Índice

Sección A.	
Introducción	17
A.1.	Presentación del informe 17
A.2.	Resumen ejecutivo: Desarrollos en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos con posterioridad al SÉPTIMO Informe Nacional 18
A.2.1.	Completar la trasposición al ordenamiento jurídico nacional de la <i>Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas básicas de seguridad para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes</i> , mediante la aprobación de un nuevo Reglamento de protección sanitaria contra los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes y de un nuevo Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, principalmente. 21
A.2.2.	La aprobación de un Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) 22
A.2.3.	Ampliación de la capacidad del C.A. El Cabril 23
A.2.4.	Implementación de los Planes de Acción resultantes de la misión combinada IRRS-ARTEMIS 23
A.2.5.	Mantener las habilidades existentes del personal a corto y a medio plazo ante el aumento de la edad media. 24
A.2.6.	Desarrollo de una solución a largo plazo para la gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad 25
A.2.7.	Situación actual de los ATI y acciones para su ampliación 25
A.2.8.	Situación actual relativa al desmantelamiento de las centrales nucleares José Cabrera y Santa María de Garoña 26

A.3.	<i>Overarching common issues</i> : Desarrollos en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos con posterioridad al séptimo Informe Nacional.	27
A.3.1.	Competencia y dotación de personal en relación con el calendario de los programas de gestión del combustible gastado y gestión de los desechos radiactivos	27
A.3.2.	Participación pública inclusiva en la gestión de desechos radiactivos y en los programas de gestión del combustible gastado	29
A.3.3.	Gestión del envejecimiento de los bultos e instalaciones para los desechos radiactivos y el combustible gastado, teniendo en cuenta los períodos prolongados de almacenamiento	31
A.3.4.	Gestión a largo plazo de las fuentes selladas en desuso, incluidas opciones sostenibles para soluciones regionales y multinacionales	33
Sección B.		
	Políticas y prácticas	37
Artículo 32.	Presentación de informes.	37
B.1.	Política y estrategia general en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado	38
B.2.	Clasificación de los residuos radiactivos	41
B.3.	Generación de combustible gastado y residuos radiactivos	43
B.4.	Políticas y prácticas de gestión del combustible gastado	47
B.4.1.	Almacenamiento temporal	47
B.4.2.	Gestión final	49
B.5.	Políticas y prácticas de gestión de los residuos radiactivos	49
Sección C.		
	Ámbito de aplicación.	55
Artículo 3.	Ámbito de aplicación	55
Sección D.		
	Inventarios y listas	59
Artículo 32.	Presentación de informes.	59

D.1.	Instalaciones de gestión de combustible gastado	60
D.1.1.	Piscinas	60
D.1.2.	Almacenes temporales individualizados (ATI) de almacenamiento en seco de combustible gastado (centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Santa María de Garoña, Almaraz y Cofrentes)	61
D.2.	Inventario combustible gastado (Elementos y masa de U).	66
D.3.	Lista instalaciones de gestión de residuos radiactivos	68
D.4.	Inventario RRRR almacenamiento temporal o definitivo.	75
D.5.	Instalaciones en fase de clausura	76
D.6.	Instalaciones clausuradas	80
 Sección E.		
Sistema legislativo y regulador		83
Artículo 18.	Implementación de las medidas.	83
Artículo 19.	Marco legislativo y regulatorio	84
19.1.	Aspectos generales del marco regulador	84
19.2.	Novedades en las principales disposiciones legislativas y reglamentarias que regulan la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos	88
19.3.	Novedades en las disposiciones normativas del Consejo de Seguridad Nuclear	93
Artículo 20.	Órgano regulador	95
20.1.	Estructura, competencias y funciones del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico	98
20.1.1.	Estructura orgánica.	98
20.1.2.	Competencias y funciones	98
20.1.3.	Recursos humanos y formación	100
20.2.	Estructura, competencias y funciones del Consejo De Seguridad Nuclear (CSN).. . . .	100
20.2.1.	Estructura orgánica del CSN	100
20.2.2.	Competencias y funciones del CSN	102

20.2.3. Relaciones Internacionales del CSN 104

20.2.4. Recursos humanos, formación y financiación del CSN. 106

20.2.5. Sistema de gestión del CSN. 109

20.2.6. Gestión del conocimiento en el CSN 109

20.2.7. Cultura de seguridad del organismo regulador 110

20.2.8. Independencia del Organismo Regulador 111

20.2.9. Transparencia de las actividades reguladoras e información al público. 112

Sección F.

Otras disposiciones relacionadas con la seguridad 119

Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia 119

21.1. Responsabilidad del titular con respecto a la seguridad 120

21.2. Responsabilidad por daños nucleares 121

Artículo 22. Recursos humanos y financieros 124

22.1. Disponibilidad y cualificación de recursos humanos 124

22.1.1. Marco jurídico 124

22.1.2. Organización interna del personal de las instalaciones 126

22.1.3. Métodos empleados para analizar las competencias requeridas y las necesidades de capacitación respecto de todas las actividades relacionadas con la seguridad que se realizan en las centrales nucleares 127

22.1.4. Disposiciones para la capacitación inicial y el readiestramiento del personal de operación, incluida la capacitación en los simuladores 128

22.1.5. Capacidades de los simuladores de centrales nucleares utilizados para la capacitación respecto de la fidelidad a la central y alcance de la simulación. 128

22.1.6. Disposiciones para la capacitación del personal de mantenimiento y de apoyo técnico 129

22.1.7. Mejoras de los programas de capacitación como resultado de nuevos conocimientos derivados de análisis de seguridad, la experiencia operacional, el desarrollo de métodos y prácticas de capacitación 129

22.1.8.	Métodos utilizados para evaluar la suficiencia del personal en centrales nucleares	129
22.1.9	Política o principios que rigen el uso del personal contratado en apoyo o complemento del personal propio del titular de la licencia.	130
22.1.10.	Métodos utilizados para evaluar la cualificación y capacitación del personal del contratista.	130
22.1.11.	Descripción de la oferta y la demanda nacionales de expertos en materia de ciencia y tecnología nucleares.	131
22.1.12.	Métodos utilizados para el análisis de la competencia, la disponibilidad y la suficiencia de personal adicional requerido para la gestión de accidentes muy graves, comprendido el personal contratado o el personal de otras instalaciones nucleares	132
22.1.13.	Actividades de examen y control regulador	133
22.1.14.	Medios humanos disponibles en Enresa	134
22.2.	Disponibilidad de recursos financieros	135
Artículo 23.	Garantía de calidad	136
23.1.	Garantía de calidad en la gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos	137
23.2.	Sistema de inspección y evaluación de los programas de garantía de calidad	138
Artículo 24.	Protección radiológica operacional.	140
24.1.	Protección de los trabajadores	142
24.1.1.	Medidas adoptadas para asegurar que la exposición a las radiaciones se mantenga a nivel más bajo que sea razonablemente alcanzable.	142
24.1.2.	Medidas adoptadas para asegurar que ningún trabajador quede 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	143
24.1.3.	Dosimetría personal.	144
24.2.	Protección del público.	145
24.2.1.	Limitación de las descargas en las instalaciones nucleares	145

24.2.2.	Verificación del cumplimiento de los límites de descarga	146
24.2.3.	Control de las descargas	147
24.2.4.	Descargas no planificadas o no controladas	149
Artículo 25.	Preparación para casos de emergencia.	150
25.1.	Novedades en el marco legislativo y regulador ante situaciones de emergencia	150
25.2.	Aplicación de las medidas de preparación para emergencias, incluido el papel del organismo regulador y otras entidades	152
25.2.1.	Nivel de Respuesta Interior.	152
25.2.2.	Nivel de Respuesta Exterior	153
25.3.	Preparación y respuesta ante situaciones de emergencia	153
25.4.	Arreglos en el plano internacional, incluso con los países vecinos, según sea necesario	153
Artículo 26.	Clausura	154
26.1.	Organización y responsabilidades del desmantelamiento	155
26.2.	Financiación del desmantelamiento.	156
26.3.	Protección radiológica y emergencias durante el desmantelamiento	156
26.4.	Archivo documental para el desmantelamiento y clausura.	156
Sección G.		
Seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado		159
Artículo 4.	Requisitos generales de seguridad	159
4.1.	Medidas para garantizar el mantenimiento de condiciones subcríticas y la remoción de calor	161
4.1.1.	Medidas para garantizar el mantenimiento de las condiciones subcríticas	161
4.1.2.	Medidas para garantizar la adecuada remoción de calor	162
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	162
4.3.	Medidas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado	163

4.4.	Medidas para la protección de las personas, la sociedad y el medio ambiente	164
4.5.	Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado	165
4.6.	Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para las generaciones presentes	165
4.7.	Medidas para evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras	166
Artículo 5.	Instalaciones existentes	167
5.1.	Medidas adoptadas para la revisión de la seguridad de las instalaciones existentes	167
Artículo 6.	Emplazamiento de las instalaciones proyectadas	168
6.1.	Previsión de nuevas instalaciones de gestión de combustible gastado	168
6.2.	Medidas para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad	170
6.3.	Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante	171
6.4.	Información al público sobre la seguridad de las instalaciones proyectadas de gestión de combustible gastado	172
Artículo 7.	Diseño y construcción de instalaciones	173
7.1.	Medidas en el diseño y la construcción para limitar el impacto radiológico de las instalaciones	173
7.2.	Previsiones de cara a la clausura	175
7.3.	Tecnologías utilizadas para el almacenamiento de combustible gastado	175
Artículo 8.	Evaluación de la seguridad de las instalaciones	176
8.1.	Requisitos legales y reglamentarios	176
8.2.	Aplicación al licenciamiento de las instalaciones existentes y previstas	178
Artículo 9.	Operación de las instalaciones	180
9.1.	Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional	181
9.1.1.	Introducción	181

9.1.2.	Revisiones Periódicas de Seguridad (RPS) de las piscinas de Ascó y de Cofrentes.	182
9.1.3.	Experiencia operativa de los ATI en operación de centrales nucleares en explotación	183
9.2.	Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas	183
9.3.	Servicios de ingeniería y apoyo técnico.	184
9.4.	Notificación de incidentes.	185
9.5.	Programas de recopilación de experiencia operativa	185
9.6.	Clausura	186
Artículo 10.	Disposición final de combustible gastado	186
Sección H.		
Seguridad de la gestión de residuos radiactivos.		191
Artículo 11.	Requisitos generales de seguridad	191
11.1.	Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor.	192
11.2.	Medidas adoptadas para asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible	192
11.3.	Medidas adoptadas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos	195
11.4.	Medidas para prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente, adoptando 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.	196
11.5.	Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de residuos radiactivos	197
11.6.	Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para la generación presente	197
11.7.	Medidas adoptadas para procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras	198
Artículo 12.	Instalaciones existentes y prácticas anteriores	200

12.1.	Medidas adoptadas para examinar la seguridad del C.A. El Cabril	200
Artículo 13.	Emplazamiento de las instalaciones proyectadas	200
13.1.	Previsión de nuevas instalaciones de RR.RR.	201
13.1.1.	Residuos de baja y media actividad (RBMA)	201
13.1.2.	Residuos de alta actividad (RAA) y residuos especiales (RE)	204
13.2.	Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad	204
13.3.	Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante	205
13.4.	Información al público sobre la seguridad de las instalaciones proyectadas de gestión de residuos radiactivos	206
Artículo 14.	Diseño y construcción de las instalaciones.	207
14.1.	Limitación de las posibles consecuencias radiológicas sobre las personas, el medio ambiente y la sociedad	207
14.2.	Disposiciones técnicas para la clausura de instalaciones de gestión de residuos radiactivos	208
14.3.	Disposiciones técnicas para el cierre de la instalación de disposición final de residuos radiactivos.	209
14.4.	Tecnologías utilizadas para la gestión de residuos radiactivos	210
14.4.1.	Centrales nucleares.	210
14.4.2.	C.A. El Cabril	210
Artículo 15.	Evaluación de la seguridad de las instalaciones	210
15.1.	Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad	211
15.2.	Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad	212
15.3.	Medidas adoptadas antes de la operación de instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad	214
Artículo 16.	Operación de las instalaciones	214
16.1.	Gestión de residuos en instalaciones nucleares y radiactivas distintas del C.A. El Cabril	215

16.1.1.	Autorización de explotación: límites y condiciones.	215
16.1.2.	Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas.	216
16.1.3.	Servicios de ingeniería y apoyo técnico	217
16.1.4.	Notificación de incidentes	217
16.1.5.	Programas de recopilación de experiencia operativa	218
16.2.	Gestión de los residuos radiactivos en el C.A. El Cabril	219
16.2.1.	Autorización de explotación: límites y condiciones.	219
16.2.2.	Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas.	220
16.2.3.	Servicios de ingeniería y apoyo técnico.	221
16.2.4.	Caracterización y segregación de residuos.	222
16.2.5.	Notificación de incidentes	223
16.2.6.	Programas de recopilación de experiencia operativa	223
16.2.7.	Planes de cierre	224
Artículo 17.	Medidas institucionales después del cierre	224
17.1.	Custodia documental	225
17.2.	Cierre de instalaciones de disposición final de residuos radiactivos.	225
17.3.	Controles institucionales y previsiones futuras	225
17.4.	Previsiones de posibles intervenciones de remedio	226
Sección I.		
Movimientos transfronterizos.		229
Artículo 27. Movimientos transfronterizos		229
27.1.	Desarrollo normativo	230
27.2.	Experiencia en España	231
Sección J.		
Fuentes selladas en desuso		235
Artículo 28. Fuentes selladas en desuso		235

28.1.	Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final sea de manera segura	236
28.1.1.	Obligación de autorización administrativa para la posesión o reelaboración de fuentes radiactivas	236
28.1.2.	Importación de fuentes radiactivas.	237
28.1.3.	Comercialización de fuentes radiactivas	237
28.1.4.	Función de control e inspección del CSN en instalaciones autorizadas	237
28.1.5.	Particularidades relativas a la gestión de fuentes encapsuladas de alta actividad	238
28.1.6.	Gestión final prevista para fuentes radiactivas en desuso.	239
28.1.7.	Gestión de fuentes huérfanas	240
28.1.8.	Gestión, en todo caso, en condiciones de seguridad.	241
28.2.	Readmisión en territorio español de fuentes selladas en desuso	242
 Sección K.		
	Esfuerzos generales para mejorar la seguridad	245
K.1.	Medidas adoptadas en relación con los retos y sugerencias identificadas en la SÉPTIMA reunión de revisión de la Convención Conjunta.	245
K.2.	Posibles áreas de mejora y actividades planificadas para mejorar la seguridad	245
K.2.1.	Desarrollo normativo en relación con la seguridad en la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos	246
K.2.2.	Ampliación de la capacidad del C.A. El Cabril	246
K.2.3.	Progresar en la implementación de las principales estrategias definidas el 7º Plan General de Residuos Radiactivos	246
K.2.4.	Financiación del Fondo para la financiación de las actividades del 7º Plan General de Residuos Radiactivos	247
K.3.	Información sobre fortalezas del Sistema Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado en España en el ámbito de la Convención Conjunta	248
K.3.1.	Experiencia acumulada en los proyectos de desmantelamiento de las centrales nucleares	248

K.3.2.	Gestión de los residuos radiactivos en la operación a largo plazo de las centrales nucleares.	249
K.3.3	Participación pública en procesos relacionados con la gestión segura del combustible gastado y de los residuos radiactivos.	250
K.4.	Planes y calendario de misiones de revisión inter pares, o de sus misiones de seguimiento, así como medidas tomadas por España para hacer públicos sus informes de resultado	252
K.5.	Información sobre la mejora de la apertura y la transparencia en la implementación de las obligaciones de la convención	254
Sección L.		
Anexos.		257
Anexo A:		
	Normativa de derecho interno en el ámbito de la energía nuclear y los residuos radiactivos	257
A.1.	Normas de rango legal	257
A.2.	Normas de rango reglamentario	260
A.3.	Instrucciones del CSN.	262
Anexo B:		
	Proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas	267
B.1.	Sistema de licenciamiento de instalaciones nucleares	267
B.1.1.	Autorización previa	268
B.1.2.	Autorización de construcción.	269
B.1.3.	Autorización de explotación	270
B.1.4.	Autorización de modificación	271
B.1.5.	Autorización de desmantelamiento.	272
B.1.6.	Autorización de desmantelamiento y cierre (para las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos).	273
B.2.	Sistema de licenciamiento de instalaciones radiactivas	273
B.3.	La información y la participación públicas en el proceso de autorización de instalaciones	276

Anexo C.

Organización de respuesta en emergencias.	280
C.1. Gestión de emergencias nucleares y radiactivas	280
C.2. Organización del CSN para situaciones de emergencia	281
C.3. Capacitación y entrenamiento de la ORE: simulacros y ejercicios	285
C.4. Participación del CSN en el plano internacional	286
C.5. Participación de la Unidad Militar de Emergencias en emergencias nucleares y radiológicas	286
C.6. Real Decreto de Ordenación de las actividades de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A., S.M.E. (ENRESA)	286

Anexo D.

Fondo para la financiación de las actividades del Plan general de Residuos Radiactivos	287
D.1. Prestación patrimonial de carácter público no tributario relativa a peajes	287
D.2. Prestación patrimonial de carácter público no tributario relativa a las centrales nucleares en explotación	288
D.3. Prestación patrimonial de carácter público no tributario relativa a la fábrica de elementos combustibles de Juzbado	288
D.4. Prestación patrimonial de carácter público no tributario relativa a otras instalaciones.	289
D.5. Control del fondo	289

Anexo E.

Matriz sinóptica	291
----------------------------	-----

Anexo F.

Organigramas de los organismos e instituciones implicados en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado.	293
F.1. Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD)	293
F.2. Consejo de Seguridad Nuclear	294
F.3. ENRESA	295

Anexo G.

Siglas y abreviaturas utilizadas.	296
---	-----



Sección A. Introducción

A.1. Presentación del informe

El presente documento constituye el **Octavo** 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, celebrada en Viena el 5 de septiembre de 1997*.

Este informe será examinado en la Octava Reunión de Revisión prevista en el artículo 30 de esta Convención, que deberá dar comienzo el **17 de marzo de 2025**. En su elaboración han participado el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), el Consejo de Seguridad Nuclear, (CSN), la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) y el Comité de Energía Nuclear (CEN) de las empresas eléctricas. En este informe se resumen las principales acciones implantadas, **desde el 1 de enero de 2020 hasta 31 de diciembre de 2023**.

Como punto de partida, el informe se ha redactado teniendo en cuenta el documento del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) *INFCIRC/604 Directrices relativas a la forma y estructura de los informes nacionales*, **en su revisión cuarta**, adoptado por las Partes Contratantes de conformidad con el artículo 29 de la Convención.

A modo introductorio, la **sección A.2** es un resumen ejecutivo de los progresos ocurridos desde el Séptimo informe nacional, incluyendo las actuaciones pendientes señaladas en la **sección K** de dicho informe y aquellas otras resultantes de los compromisos asumidos por España en la **Séptima Reunión de Revisión**, remitiendo al artículo del Informe bajo el cual se desarrollan. En la **sección A.3** se detallan algunas de las medidas adoptadas en España en relación con aquellas cuestiones comunes que las Partes Contratantes acordamos en la Séptima Reunión de Revisión que debían ser abordadas en este informe nacional.

Con carácter general, las secciones **A**, **B**, **C** y **D** buscan ser auto explicativas, mientras que el resto de las secciones detallan solamente las novedades habidas o las actuaciones llevadas a cabo para dar cumplimiento a los artículos de la Convención, remitiendo a informes nacionales previos o a los anexos para evitar duplicidades. Estos últimos incluyen información adicional sobre la normativa aplicable en el ámbito de la Convención, el proceso de licenciamiento de instalaciones nucleares, la gestión de las emergencias nucleares y radiológicas en España, la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), o la matriz sinóptica.

La **sección K** del presente Informe permite dar cuenta del proceso de mejora continua de la seguridad, con base en la identificación explícita de las áreas de mejora en marcha y planificadas. Esta sección señala también algunas de las principales fortalezas y desarrollos llevados a cabo por España dentro del ámbito de la Convención que pueden servir de referencia para otras Partes Contratantes. En esta misma sección se justifica el compromiso de España y sus instituciones con la comunidad internacional y con los principios de apertura y transparencia en el ámbito de la regulación y la seguridad.

Del análisis llevado a cabo durante la elaboración del presente Informe, cabe afirmar que, existiendo siempre un margen para la mejora, España cumple con los objetivos, requisitos y medidas contenidos en la Convención Conjunta, y que se dispone de la infraestructura y la experiencia necesarias para la gestión segura del combustible gastado y de los residuos radiactivos, desde los puntos de vista institucional, administrativo, técnico y económico-financiero.

A.2. Resumen ejecutivo: Desarrollos en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos con posterioridad al SÉPTIMO Informe Nacional

Este resumen ejecutivo tiene por objeto destacar los principales desarrollos y actuaciones llevados a cabo por nuestro país, desde el anterior informe nacional, en el ámbito de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos gestionados en España.

El combustible gastado que se gestiona en España procede de siete reactores nucleares en operación ubicados en cinco emplazamientos, a los que hay que sumar la **Central Nuclear Santa María de Garoña**, así como la Central Nuclear José Cabrera, actualmente en proceso de desmantelamiento, hallándose el reactor de Vandellós I en fase de latencia desde enero de 2005. Estas centrales son, además, de acuerdo con la Convención, instalaciones de gestión de residuos radiactivos.



Panorámica general de la Central Nuclear de Cofrentes (Valencia).

Existen, además, otras instalaciones nucleares en operación: la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado, en Salamanca, el Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de El Cabril (C.A. El Cabril) en la provincia de Córdoba y el Centro de Investigaciones Energéticas, Medio Ambientales y Tecnológicas (Ciemat), en Madrid, que se encuentra actualmente en fase de desmantelamiento de algunas de sus instalaciones obsoletas. Se producen, también, residuos radiactivos en más de un millar de instalaciones del ámbito hospitalario, industrial o de investigación. Por último, se pueden generar residuos radiactivos a causa de la presencia de fuentes y otros materiales radiactivos en instalaciones o actividades no incluidas en el sistema reglamentario (material radiactivo detectado en los materiales metálicos, en puertos marítimos o procedente de prácticas previas a existencia de la reglamentación nuclear).

En el [apartado B.3](#) se describe en detalle el origen del combustible gastado y de los residuos radiactivos en España.



Vista de la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado (Salamanca).

La **sección K** del **Séptimo** informe nacional señalaba, como áreas de mejora y actuaciones planificadas en España para mejorar la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado, las siguientes:

- **Completar la trasposición al ordenamiento jurídico nacional de la *Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas básicas de seguridad para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes*, mediante la aprobación de un nuevo Reglamento de protección sanitaria contra los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes y de un nuevo Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, principalmente.**
- La aprobación de un Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR).
- **Ampliación de la capacidad del C.A. El Cabril.**
- **Implementación de los Planes de Acción resultantes de la misión combinada IRRS-ARTEMIS.**

El estado de desarrollo de esas iniciativas fue actualizado y debatido durante la presentación del informe en la **Séptima** Reunión de Revisión de la Convención, a raíz de la cual se solicitó, además, que en el **Octavo** informe nacional se diese cuenta de los avances en los distintos retos señalados:

- **Mantener las habilidades existentes del personal a corto y a medio plazo ante el aumento de la edad media.**
- **Desarrollo de una solución a largo plazo para la gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad.**

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.2.1. Completar la trasposición al ordenamiento jurídico nacional de la *Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas básicas de seguridad para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes*, mediante la aprobación de un nuevo Reglamento de protección sanitaria contra los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes y de un nuevo Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, principalmente

La *Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas básicas de seguridad para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes*, es el resultado de la modificación y refundición de cinco directivas anteriores, a las que deroga, estableciendo las normas básicas de seguridad uniformes aplicables a la protección de la salud de las personas sometidas a exposición ocupacional, médica y poblacional frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes. La directiva resulta de aplicación a cualquier situación de exposición planificada, existente o de emergencia que implique un riesgo de exposición a radiaciones ionizantes que no pueda considerarse despreciable desde el punto de vista de la protección radiológica o en relación con el medio ambiente.

Habida cuenta de su complejidad, la directiva está siendo transpuesta al ordenamiento jurídico nacional por medio de distintas disposiciones normativas, cuyo ámbito de aplicación compete a distintos Ministerios y al Consejo de Seguridad Nuclear, señalándose a continuación, únicamente, aquellas más significativas dentro del alcance de esta Convención.

Con respecto al Séptimo informe nacional, dos pasos importantes se han realizado para completar la transposición de esta Directiva:

- En primer lugar, la modificación de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear, en relación con los terrenos contaminados radiológicamente, mediante el *Real Decreto-ley 6/2022, de 29 de marzo, por el que se adoptan medidas urgentes en el marco del Plan Nacional de respuesta a las consecuencias económicas y sociales de la guerra en Ucrania*.
- En segundo lugar, la aprobación del *Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, aprobado por el Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre*.

Las modificaciones introducidas por este nuevo reglamento y por el Reglamento sobre Seguridad Nuclear en Instalaciones Nucleares hacen necesaria la revisión del hasta ahora vigente Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, al objeto de completar, de forma coherente, el marco reglamen-

tario relacionado con la energía nuclear, transponiendo los aspectos de la Directiva 2013/59/Euratom que afectan a su ámbito de aplicación y armonizando su contenido con lo dispuesto en los referidos reglamentos.

Información adicional acerca de las disposiciones tramitadas puede encontrarse bajo el [artículo 19.2](#) del presente informe.

A.2.2. La aprobación de un Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR)

El pasado 27 de diciembre de 2023, el Consejo de Ministros, a propuesta del MITERD, aprobó el Séptimo PGRR, documento en el que se establece la política del Gobierno en materia de gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, y del desmantelamiento y la clausura de las instalaciones nucleares.

Este Séptimo PGRR ha superado una larga tramitación, iniciada en marzo de 2020 con la difusión del borrador del Plan. Es el primer PGRR sometido a evaluación ambiental estratégica –que también incluye una fase de consultas e información pública– y al informe del Consejo de Seguridad Nuclear y de las comunidades autónomas, al objeto de garantizar una amplia participación, consenso y respaldo social.

El Séptimo PGRR está en consonancia con el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC), que fija la hoja de ruta para que España cumpla los objetivos europeos de clima y energía, y con el Protocolo de cese ordenado de explotación de las centrales nucleares, firmado en marzo de 2019 entre Enresa y sus propietarios.

El Plan aprobado contempla un escenario de referencia que incluye:

- Cese de la operación de las centrales nucleares entre 2027 y 2035.
- Inicio del desmantelamiento de las centrales nucleares a los tres años de su cese de operación definitivo, excepto Vandellós I, cuya última fase se ejecutará a partir de 2030.
- Continuidad de la operación del C. A. El Cabril para residuos de media, baja y muy baja actividad, hasta completar el desmantelamiento de las centrales.
- Continuidad de las actuaciones para ampliar la capacidad de los almacenes temporales individualizados (ATI) para el combustible gastado en las centrales nucleares, que permitan su explotación y su desmantelamiento.
- Puesta en marcha de siete almacenes temporales descentralizados (ATD) en los emplazamientos de las centrales nucleares, para el combustible gastado y los residuos de alta actividad, hasta su traslado al almacenamiento definitivo. El ATD de cada central estará formado por su ATI más una nueva instalación complementaria o medidas adicionales, que permitan realizar las operaciones de mantenimiento de los contenedores en los que se almacena el combustible gastado cuando la central deje de estar operativa.

- En relación con el proyecto de almacén temporal centralizado (ATC), previsto en el Sexto PGRR, el Séptimo PGRR, ante la falta del consenso social, político e institucional necesario para designar un emplazamiento para el ATC, ha optado por la referida puesta en marcha de ATD, decisión que ha supuesto el abandono definitivo del proyecto.
- Almacenamiento definitivo del combustible gastado y los residuos de alta actividad en un almacén geológico profundo (AGP), que es la solución elegida por los países más avanzados en esta materia. El Séptimo PGRR establece una hoja de ruta para que España pueda disponer de un AGP, asegurando un proceso previo de información y participación pública, a semejanza de los desarrollados en los países europeos que ya han decidido el emplazamiento de sus AGP, como Finlandia, Suecia, Suiza y Francia.

Para más información en relación con esta última cuestión podrá encontrarse en la [sección B.1](#).

A.2.3. Ampliación de la capacidad del C.A. El Cabril

España gestiona los residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA), así como los residuos de muy baja actividad (RBBA) en el C.A. El Cabril. Dicho centro cuenta con una capacidad autorizada de gestión de RBBA que permita gestionar las previsiones de generación mientras que, **en el caso de los RBMA, en el marco temporal de este informe, más concretamente en el año 2022, Enresa remitió a las autoridades competentes la documentación para la solicitud de ampliación de capacidad mediante la construcción de la plataforma Sureste, que permitirá duplicar la capacidad física actual y cubrir las estimaciones asociadas al Séptimo PGRR. El proyecto continúa en tramitación, para la obtención de las autorizaciones necesarias para el inicio de la ejecución material de las obras.**

Se facilitan detalles adicionales bajo la [sección B.5](#) y en el [artículo 13](#).

A.2.4. Implementación de los Planes de Acción resultantes de la misión combinada IRRS-ARTEMIS

España acogió en octubre de 2018 una misión combinada –la primera de su tipo– de revisión inter pares IRRS-ARTEMIS auspiciada por el Organismo Internacional de Energía Atómica.

El informe final resultante de la misión identificó algunas recomendaciones y sugerencias que resulta necesario abordar, y para las que se ha establecido un Plan de acción con las correspondientes actuaciones, responsables e hitos.

Este informe final se encuentra disponible a través de las páginas web del MITERD y del CSN, y un resumen, así como novedades en relación con la solicitud de la misión de seguimiento de esta se puede encontrar en la [sección K.4](#) del presente informe.

A.2.5. Mantener las habilidades existentes del personal a corto y a medio plazo ante el aumento de la edad media

En la actualidad el CSN continúa el desarrollo de un modelo de gestión del conocimiento adaptado específicamente a sus necesidades, basado en las recomendaciones del OIEA, que se incorporará plenamente a su Sistema del Gestión y que empleará los elementos característicos de la gestión del conocimiento de los que ya dispone.

El proceso de gestión del conocimiento para el CSN debe abordar los cuatro pilares básicos del modelo recomendado por OIEA. Se estructura como un proceso transversal de naturaleza cíclica, cuyas etapas son:

- Identificación de las capacidades que necesita el CSN para desempeñar su misión.
- Evaluación periódica de los recursos disponibles en el CSN.
- Evaluación permanente de las lagunas, carencias y pérdidas de información, documentación y conocimiento del CSN.
- Programa para la preservación del conocimiento crítico y la mejora continua de las capacidades.
- Plan de comunicación interna para asegurar la disseminación y accesibilidad del conocimiento y la información.
- Programa de evaluación independiente y revisión periódica del proceso.

Por otra parte, en relación con la gestión de conocimiento en Enresa, en el año 2018 se adoptó un Plan General de Formación diseñado para atender a las necesidades específicas de cada Dirección. Adicionalmente, el Plan de I+D de Enresa contiene, en su área sobre infraestructura y coordinación, una serie de actividades sobre gestión del conocimiento, retorno de experiencia y transferencia de conocimiento. Entre ellas se destacan un plan de acogida de las nuevas incorporaciones cada seis meses, concebido como una forma de mentoría, planes de formación vigentes, etc.

En este sentido, Enresa está participando en diferentes actividades a nivel nacional e internacional sobre análisis y preservación del conocimiento, competencia y aptitudes.

En cuanto a los operadores de las instalaciones nucleares, la gestión del conocimiento se lleva a cabo teniendo en cuenta la implantación del Plan Estratégico. Las nuevas contrataciones se planifican con la antelación suficiente para programar con tiempo suficiente la formación necesaria del personal que sustituye al personal que se jubila y con el solape adecuado para la transferencia del máximo conocimiento posible en el relevo. En el caso de que se trate de un refuerzo organizativo se le da la formación requerida antes de ocupar el puesto de trabajo.

Adicionalmente, en España existen varios programas educativos que proporcionan a sus estudiantes un conocimiento profundo de los fundamentos teóricos y prácticos de la

ingeniería nuclear y de la tecnología asociada a la producción de energía mediante la fisión nuclear. Estos programas educativos cuentan con la colaboración del CSN, de los titulares, y de organismos nacionales e internacionales.

Se podrá encontrar más información al respecto bajo el [artículo 20](#) y el [artículo 22.1](#) del presente informe.

A.2.6. Desarrollo de una solución a largo plazo para la gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad

Se considera, a efectos del Séptimo PGRR, que la opción preferente y básica para la gestión del combustible gastado (CG) y de los residuos de alta actividad (RAA) es el almacenamiento temporal, seguido de una instalación de almacenamiento definitivo.

Las actividades desarrolladas anteriormente en relación con la gestión definitiva se han limitado, fundamentalmente, a la consolidación y actualización del conocimiento adquirido tanto en los proyectos internos, como con los desarrollos internacionales en la materia.

El Séptimo PGRR establece las líneas estratégicas de actuación para la gestión definitiva del CG y de los RAA, que se orientan, por una parte, a mantener y actualizar la información desarrollada anteriormente y, por otra, al análisis y formulación de propuestas legislativas que establezcan el proceso de toma de decisiones y la definición del marco de participación más adecuado.

Como novedad en esta materia desde el anterior informe, cabe mencionar que España acogió en noviembre de 2022 un seminario internacional sobre el AGP organizado por el CSN y Enresa.

Bajo el [artículo 10](#) se podrá encontrar más información al respecto.

A.2.7. Situación actual de los ATI y acciones para su ampliación

El Séptimo PGRR prevé en su escenario de referencia la continuidad de las actuaciones para ampliar la capacidad de los ATI para el combustible gastado en las centrales nucleares, que permitan el total de su explotación y su posterior desmantelamiento.

En este sentido, durante el periodo cubierto por el presente informe, tras la obtención de la autorización de puesta en marcha de la modificación el 25 de mayo de 2021, ha entrado en operación el ATI de la Central Nuclear de Cofrentes. Asimismo, durante dicho periodo, se ha iniciado el procedimiento de licenciamiento de un ATI en la Central Nuclear de Vandellós, única central que no cuenta con capacidad de almacenamiento en seco, y, además, dado que, de acuerdo con la capacidad útil de las piscinas y de los ATI de Ascó, Almaraz y Cofrentes, y con las previsiones de generación de combustible gas-

tado en estas centrales, no se dispone de suficiente capacidad de almacenamiento para permitir la continuidad de su explotación hasta la fecha de cese definitivo de explotación prevista en el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC) y el posterior desmantelamiento, se han solicitado autorizaciones de modificación de diseño para la construcción de nuevos ATI complementarios de los actuales.

Más información al respecto podrá encontrarse bajo la [sección B.4.1](#) y bajo el [artículo 6](#).

A.2.8. Situación actual relativa al desmantelamiento de las centrales nucleares José Cabrera y Santa María de Garoña

Las centrales nucleares José Cabrera y Santa María de Garoña se encuentran paradas y en distinta situación administrativa.

La primera cesó su operación en abril de 2006. La ejecución del desmantelamiento y restauración de la C.N. José Cabrera se encuentra en curso a cargo de Enresa, de acuerdo con la autorización concedida por Orden Ministerial ITC/204/2010 de 1 de febrero de 2010, que recoge los límites y las condiciones de seguridad nuclear y de protección radiológica a los que debe ajustarse la ejecución de dicha actividad, junto con las instrucciones técnicas complementarias remitidas por el CSN. A 31 de diciembre de 2023 se estima que las actividades del Plan de desmantelamiento y clausura establecido se han ejecutado aproximadamente al 99,2 %, y se han iniciado ya las actividades de restauración del emplazamiento.

La C.N. Santa María de Garoña está al inicio de la fase 1 del desmantelamiento, tras recibir mediante Orden Ministerial TED/796/2023, de 13 de julio, la autorización de transferencia de titularidad y de fase 1 de desmantelamiento de esta central.

Se podrá encontrar más información al respecto bajo el [epígrafe D.5](#) y el [artículo 26](#).



Imagen del desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera.

A.3. *Overarching common issues: Desarrollos en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos con posterioridad al séptimo Informe Nacional*

Las Partes Contratantes reunidas en la **Séptima** Reunión de Revisión acordaron abordar, según proceda, en los informes nacionales para la **Octava** Reunión de Revisión, las medidas reales que se hubieran adoptado en la implementación de las siguientes cuestiones:

A.3.1. *Competencia y dotación de personal en relación con el calendario de los programas de gestión del combustible gastado y gestión de los desechos radiactivos*

De acuerdo con una sugerencia resultante de la misión IRRS recibida en el marco de la combinada IRRS-ARTEMIS, el CSN ha efectuado un análisis sobre los conocimientos y aptitudes esenciales que se requieren para el correcto desempeño de sus funciones, siguiendo la metodología *Systematic Approach to Training* (SAT), cuyo objetivo es determinar: los objetivos de aprendizaje de acuerdo con los resultados obtenidos de un análisis del puesto de trabajo previo; el diseño del programa de formación y entrenamiento y su implantación, basada en dichos objetivos de aprendizaje; las herramientas y recursos humanos necesarios para su consecución satisfactoria; la evaluación del grado de cumplimiento personal con los objetivos de aprendizaje previstos; y, por último, la evaluación y revisión del programa de formación y entrenamiento, basándose en la actuación del personal en su puesto de trabajo. El plan de formación del CSN y los resultados del análisis realizado mediante metodología SAT, están guiando una reflexión estratégica, de carácter cuantitativo, sobre los recursos humanos del CSN.

En este sentido, la limitada cobertura de las plazas ofertadas para la selección de técnicos, junto con las jubilaciones proyectadas determinan que la atracción de profesionales sea uno de los desafíos organizacionales del organismo, en un escenario en el que el CSN debería, al menos, mantener el número de efectivos para cumplir con eficacia y eficiencia los retos a los que se enfrentará en el corto y medio plazo. Para afrontar este desafío, se ha elaborado un programa de atracción del talento que permita, entre otras medidas, dar a conocer al CSN (y sus funciones) como un lugar atractivo para el desarrollo de una carrera profesional.

Paralelamente, el CSN deberá seguir desarrollando medidas para la fidelización del talento existente. El modelo de carrera profesional recientemente adoptado, y las mejoras retributivas que se han introducido contribuyen a tal fin. El proyecto SAT, la gestión del conocimiento y el plan de formación del CSN se configuran como piezas claves para la gestión de los recursos humanos en el corto y medio plazo.

La competencia y dotación de personal es un reto en Enresa, como lo es en numerosas organizaciones en el ámbito nuclear que fueron constituidas en las décadas de 1980 y 1990. Este problema se viene detectando desde hace años, y así, en la misión combinada IRRS-ARTEMIS, una de las sugerencias resultantes de ARTEMIS lo recogía.

Enresa es consciente de este reto y tiene en marcha un plan de empleo para afrontarlo. Si en el año 2023 se ha producido en Enresa la jubilación de 20 empleados, de un total de plantilla de 361 trabajadores a 31 de diciembre de 2023, ese mismo año han entrado a trabajar en Enresa 32 personas, de las cuales 20 disponen de un título universitario. A corto y medio plazo, los directores de Enresa han de prever las necesidades de recursos humanos en sus áreas para que a nivel presupuestario sean tenidas en cuenta. La planificación de personal más reciente es la que se está realizando para el período 2024-27. Por lo demás, el proceso de contratación de personal de Enresa debe seguir los cauces previstos para toda empresa pública, lo que implica, entre otras cosas, que la Dirección General de la Función Pública del Ministerio para la Transformación Digital y de la Función Pública apruebe las solicitudes de contratación que se le dirigen cada año, en función de las bajas producidas durante el año anterior.

En paralelo a esto, y tal y como se ha expuesto en la [sección A.2.5](#), Enresa aplica un plan de gestión del conocimiento para asegurar la competencia técnica de sus empleados. Este incluye un plan de acogida de las nuevas incorporaciones cada seis meses, concebido como una forma de mentoría, planes de formación vigentes, etc.

Esto es especialmente importante en el contexto de la actual política de abandono de la producción eléctrica nuclear y desmantelamientos previstos. Este calendario tiene como consecuencia la realización de diversas operaciones de desmantelamiento de manera simultánea, con la consiguiente necesidad para Enresa de contratar y formar oportunamente a su personal. Por el momento, el desmantelamiento de la C.N. Santa María de Garoña ha hecho necesaria la contratación de 30 personas. Igualmente habrá que desarrollar un plan específico de necesidades de personal en los años sucesivos. Las fases previas de los desmantelamientos se afrontarán con las autorizaciones existentes y se irán aumentando los equipos humanos de acuerdo con los cauces establecidos de contratación.

Asimismo, el proceso de búsqueda de emplazamiento para el AGP entraña la necesidad de reforzar los recursos humanos asignados a esta actividad. Esto se irá materializando según vaya avanzando el proceso de adopción de normativa.

En cuanto a los operadores de las instalaciones nucleares, la planificación de la plantilla se lleva a cabo teniendo en cuenta la implantación del Plan Estratégico, los planes de jubilación y el tiempo dedicado a las actividades de cualificación. Para analizar las competencias requeridas y las necesidades de capacitación respecto de las actividades relacionadas con la seguridad nuclear que se realizan en las instalaciones nucleares se ha optado por un diseño sistemático inspirado en la metodología SAT ya referida previamente.

Se podrá encontrar más información al respecto bajo el [artículo 20](#) y el [artículo 22.1](#) del presente informe.

A.3.2. Participación pública inclusiva en la gestión de desechos radiactivos y en los programas de gestión del combustible gastado

La participación pública está integrada plenamente en la legislación nacional que atañe a la gestión de residuos radiactivos. Por un lado, los contenidos del Convenio de Aarhus han sido vertidos a disposiciones de Derecho interno, muy en especial por 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*. Por otro, específicamente el Derecho nuclear incluye preceptos que garantizan la información y participación públicas. Los criterios de transparencia y participación pública respecto a la gestión del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos son parte preceptiva del PGRR, según el *Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*.

La experiencia más reciente de participación pública se ha producido durante el proceso de aprobación del Séptimo PGRR. El proyecto de PGRR fue sometido a evaluación estratégica en cumplimiento de la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de Evaluación Ambiental. A lo largo de dicha evaluación, se recibió un elevado número de aportaciones (un total de 588) provenientes tanto de instituciones interesadas en la gestión de residuos radiactivos como de la ciudadanía. Estas 588 aportaciones se distribuyen en: 48 informes recibidos como consecuencia de la consulta específica a 181 organismos; y 540 alegaciones de particulares y grupos que representan a la ciudadanía recibidos durante el período de información pública. Tras analizarlas en detalle, todas las aportaciones han recibido una respuesta razonada que se ha incorporado al expediente.

La participación pública tiene su mayor impacto cuando va acompañada de campañas de información y un movimiento proactivo de acercamiento de estos temas a la ciudadanía. Tanto en Enresa como en el CSN se está produciendo un importante esfuerzo en este sentido.

Desde Enresa, es fundamental dar a conocer las instalaciones y actividades que se realizan, con una especial atención hacia las comunidades locales en los entornos en que se encuentran las instalaciones de gestión de residuos. En el año 2023, cerca de 3500 personas visitaron el C.A. El Cabril, que desde finales de 2022 cuenta con un nuevo espacio museístico, y se recibió a 2100 visitantes en las centrales nucleares en desmantelamiento. Dentro de la política general de comunicación, es de especial importancia el acercamiento a la población joven y en este sentido pueden citarse las visitas dirigidas a colegios y centros de educación secundaria o la colaboración con centros universitarios.

En el caso del organismo regulador, su Plan estratégico para el periodo 2020-2025 incluye el Objetivo Estratégico 5. 8 que tiene como finalidad reforzar la actividad del Comité Asesor para la información y participación pública del CSN, e impulsar a través de este el aumento de la participación de los grupos de interés en las decisiones reguladoras.

Por otra parte, el 4 de abril de 2022 se firmó un convenio entre el CSN y la Asociación de Municipios de Áreas con Centrales Nucleares y Almacenamientos de Residuos Radiactivos (AMAC), para reforzar la comunicación con la población de las áreas con instalaciones nucleares de España y valorar su percepción sobre la información suministrada. El objeto de dicho convenio era la realización de iniciativas en torno a la mejora de la percepción de la población acerca de la misión del CSN para garantizar la seguridad nuclear, la protección radiológica, y posibilitar un mejor acceso a las diversas áreas de conocimiento, redundando en una mejora en la comunicación y la transparencia del organismo.

En el marco del citado convenio CSN-AMAC, se han realizado las siguientes actividades: i) jornadas en los territorios con centrales nucleares y en el C.A. El Cabril con alcaldes, representantes de la sociedad civil, asociaciones, etc.; ii) jornada con miembros de los comités locales de información (CLI) para identificar vías de mejora sobre el funcionamiento de los CLI, a la que asistieron numerosos alcaldes de los municipios afectados, así como personal de Enresa, de las centrales nucleares, del ministerio, etc.; iii) jornadas dirigidas a estudiantes de 2.º de Bachillerato y Formación Profesional; iv) elaboración de un informe por una empresa de investigación sociológica (CERES) para conocer el nivel de interés y satisfacción del público sobre los temas tratados, y determinar oportunidades de mejora sobre la información y comunicación realizadas.

Con las tres primeras actividades se ha conseguido reforzar las líneas de comunicación con los municipios afectados por instalaciones nucleares, así como hacer del CSN una institución cercana a la ciudadanía, transmitiendo una información comprensible, acorde y accesible a todo el público, teniendo en cuenta que muchas de las personas presentes no eran especialistas ni tenían formación alguna en los temas tratados.

Al tratar la seguridad nuclear, la protección radiológica y la gestión de los residuos radiactivos de esa manera, se ha conseguido que la ciudadanía comprenda mejor las funciones del organismo regulador, y no solo eso, sino que sepan cómo se llevan a cabo esas funciones, con qué medios se cuenta, cómo se supervisan y se controlan las instalaciones nucleares por parte del CSN, y cuál es el resultado de esa supervisión y de ese control.

Además, las actividades realizadas al amparo de este convenio han servido para que la sociedad tome conciencia de que el CSN vela por la seguridad y la protección de la población y el medioambiente respecto a los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, así como de que España cuenta con un completo y consolidado sistema de vigilancia radiológica ambiental que es verificado por la Comisión Europea de forma periódica, lo cual infunde aún más confianza.

El informe final elaborado por CERES indica que los atributos asociados al CSN son, sobre todo, responsable, útil y eficaz, seguido de activo, transparente e independiente. Esto es coherente con el nivel de credibilidad del CSN, que está claramente por encima de otras instituciones.

Puede concluirse, por tanto, que el Convenio firmado entre el CSN y AMAC ha conseguido cumplir ampliamente con sus objetivos, haciendo hincapié en que en un porcentaje muy alto (más del 50 %) de los asistentes a las diversas jornadas afirman que su opinión respecto al CSN ha cambiado de manera positiva.

A.3.3. Gestión del envejecimiento de los bultos e instalaciones para los desechos radiactivos y el combustible gastado, teniendo en cuenta los períodos prolongados de almacenamiento

El Reglamento de Seguridad Nuclear, que incorpora al derecho español la Directiva 2014/87/Euratom en lo relativo a los requisitos básicos de seguridad nuclear, y en cuyo ámbito de aplicación se encuentran los ATI, requiere la evaluación de seguridad de la instalación para determinar que se ha alcanzado un adecuado nivel de seguridad nuclear y que la instalación cumple con el objetivo de seguridad. El citado Reglamento requiere así mismo que se realice una reevaluación periódica de la seguridad con la que se obtenga una valoración global del comportamiento de la instalación y permita introducir mejoras en la seguridad nuclear de la instalación, teniendo en consideración, entre otros, los aspectos relacionados con el envejecimiento.

El CSN ha establecido los requisitos para la gestión del envejecimiento durante el periodo de vida de diseño y de operación a largo plazo de las centrales nucleares, incluidas las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible nuclear gastado ubicadas en sus emplazamientos, así como para los sistemas de almacenamiento en seco, o contenedores previstos para su uso en dichas instalaciones, a través de los instrumentos previstos en su Ley de creación.

De acuerdo con la regulación aplicable, el uso de contenedores para el almacenamiento en seco de combustible nuclear gastado requiere la obtención de la aprobación de diseño de estos sistemas, cuya vigencia se concede por un periodo máximo de 20 años.

Las líneas estratégicas establecidas en el Séptimo PGRR, conducen a un incremento del periodo de almacenamiento en seco del combustible gastado en los contenedores de almacenamiento licenciados, lo que implica la necesidad de renovar las respectivas aprobaciones concedidas por la Dirección General de Política Energética y Minas, para los distintos diseños de contenedor que se encuentran en servicio en los almacenes temporales ubicados en los emplazamientos de las centrales nucleares.

La regulación aplicable establece que las solicitudes de renovación vengan soportadas por una justificación de que el periodo de almacenamiento previsto en la aprobación de diseño original, o en sucesivas renovaciones, no haya afectado adversamente a las estructuras, sistemas y componentes del contenedor consideradas como importantes para la seguridad, y que por tanto éstas mantienen las funciones definidas en el diseño durante un nuevo periodo de operación.

En la práctica, esta justificación se apoya en el Plan de Gestión de Vida (PGV) de los contenedores, que se define como el programa de acciones de gestión del envejecimiento establecido específicamente para cada diseño de contenedor, que tiene como objetivo alcanzar la vida útil del contenedor sin deterioro de la seguridad y manteniendo el cumplimiento de las bases de licencia vigentes.

Por otro lado, aunque el momento del transporte del combustible nuclear gastado para su gestión intermedia o definitiva en España pueda retrasarse varios años, este transporte se considera una etapa más en la gestión del combustible gastado y está regulada por una serie de requisitos impuestos a los bultos de transporte, que tienen su base en el *Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del OIEA*. En concreto, la incorporación de los requisitos de la normativa del OIEA SSR-6 sobre Transporte de Residuos Radiactivos al ordenamiento jurídico nacional requiere que en la adaptación de los diseños de bulto a la misma se deba considerar el almacenamiento previo de los residuos, si fuese el caso, en la gestión de vida de los bultos de transporte.

En calidad de propietaria de los ATI, Enresa ha de llevar a cabo los PGV de los sistemas de almacenamiento de combustible gastado mencionados con anterioridad. En este sentido, para los ATI de las C.N. José Cabrera, Ascó y Cofrentes distintos requisitos técnicos habrán de aplicarse respectivamente a los sistemas de almacenamiento de combustible gastado HI-STORM 100Z (combustible de la C.N. José Cabrera), HI-STORM 100 (combustible de la C.N. de Ascó) y HI-STAR 150 (combustible de la C.N. de Cofrentes) a la hora de elaborar dichos planes.

La normativa nacional de referencia al respecto, aparece recogida en dos Instrucciones de Seguridad del CSN: la IS-20, que establece los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado, y que incluye entre estos la consideración del envejecimiento; y la IS-29 *sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad*, que recoge, en su apartado 4.4., la siguiente disposición: “Durante el período de almacenamiento previsto, el titular deberá implantar un programa de gestión de vida de los sistemas, estructuras y componentes definidos como importantes para la seguridad y definir los intervalos de mantenimiento preventivo o correctivo, pruebas periódicas e inspección necesarios para mantener la seguridad del almacenamiento temporal mediante la fiabilidad y cualificación requerida”.

Además de estas instrucciones de seguridad, la metodología para llevar a cabo las actividades de elaboración de los PGV es la utilizada por las centrales nucleares estadounidenses para preparar sus solicitudes de renovación de licencia de los sistemas de almacenamiento en seco, según 10 CFR 72 y NEI 14-03. Dicha metodología está basada en documentos de la National Regulatory Commission de los EE.UU. y otros, como el *Standard Review Plan for Renewal of Specific Licenses and Certificates of Compliance for Dry Storage of Spent Nuclear Fuel* (NUREG-1927, Rev. 1 Ref. 8), *Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities* (NUREG-2215, Ref. 9), *Managing Aging Processes in Storage (MAPS) Report* (NUREG-2214, Ref. 10), e *Implementation of Aging Management Requirements for Spent Fuel Storage Renewals* (R.G. 3.76, Ref. 12). Asimismo, se tiene en cuenta la clasificación relacionada con la seguridad de acuerdo con el NUREG/CR 6407 (Ref. 13), *Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components According to Importance of Safety*.

De manera general, los PGV de los ATI contemplan las siguientes fases:

- Evaluación del alcance y selección.

- Desarrollo de la Revisión de la Gestión de Envejecimiento e identificación de los Análisis del Envejecimiento en función del tiempo.
- Elaboración de los Programas de Gestión del Envejecimiento.
- Revisión y actualización del estudio de seguridad.
- Elaboración del manual para la implantación de los Programas de Gestión del Envejecimiento.
- Elaboración del plan para el seguimiento de la experiencia operativa del Plan de Gestión de Vida.

A.3.4. Gestión a largo plazo de las fuentes selladas en desuso, incluidas opciones sostenibles para soluciones regionales y multinacionales

La gestión de fuentes en España se ha desarrollado gracias al marco regulador que, desde el 1986, confiere facultad a Enresa para realizar diferentes actuaciones al respecto, tales como la retirada de fuentes o su almacenamiento temporal y el definitivo.

La línea preferente de actuación en relación con las fuentes radiactivas es la devolución al suministrador original o, caso de no ser posible, el almacenamiento temporal y el almacenamiento definitivo, ambos en el C.A. El Cabril. Puntualmente, Enresa ha participado en iniciativas y actividades para la reutilización y reciclado de estas fuentes en el extranjero que se ha traducido en la exportación de estos materiales a países que cuentan con el tipo de instalaciones necesarias para ese efecto.

En relación con el almacenamiento temporal, desde 1993 las fuentes en desuso retiradas por Enresa se almacenan en los almacenes temporales del C.A. El Cabril.

Con respecto al almacenamiento definitivo de fuentes en desuso, este tiene lugar en el C.A. El Cabril, la instalación centralizada de almacenamiento definitivo cercana a superficie de RBMA, no existiendo en España instalaciones de disposición final en pozos profundos. Cabe diferenciar distintos periodos en los que aplicaron diferentes modelos de gestión, cuya experiencia se comparte a continuación:

- De 1993 a 2000: las fuentes selladas en desuso almacenadas temporalmente en el C. A. El Cabril, independientemente de la vida del isótopo que las constituyese, se gestionaron atendiendo al cumplimiento de los criterios de aceptación de los residuos para su almacenamiento definitivo en las celdas de baja y media actividad establecidos en los permisos provisionales de explotación otorgados al C. A. El Cabril.
- De 2000 a 2014: las fuentes selladas en desuso almacenadas temporalmente en el C.A. El Cabril con periodo de semidesintegración menor o igual al correspondiente al Co-60 se gestionaron atendiendo al cumplimiento de los criterios de aceptación

de unidades de almacenamiento, ya fueran de nivel 1 o de nivel 2, para su almacenamiento definitivo en las celdas de baja y media actividad establecidos en la autorización de explotación.

- Desde 2014: Además de las anteriores, se gestionan también las fuentes con isótopos con un período de semidesintegración mayor que el del Co-60 e igual o menor que el del Cs-137 atendiendo al cumplimiento de los criterios de aceptación de unidades de almacenamiento de nivel 1.

Las fuentes en desuso almacenadas temporalmente en el C.A. El Cabril, con periodo de semidesintegración superior al correspondiente al Cs-137, no pueden almacenarse definitivamente. Aquellas fuentes selladas en desuso que no pudieran llegar a ser almacenadas definitivamente en el C.A. El Cabril pasarían a engrosar el inventario de residuos radiactivos que serán dispuestos en la futura instalación de almacenamiento definitivo de residuos de alta actividad.

Información detallada acerca de este marco puede encontrarse bajo la [sección J](#) del presente informe.

A large, stylized white letter 'B' is positioned on the left side of the page. The background is a solid dark teal color. To the right of the 'B', there is a vertical bar composed of three stacked rectangular segments in different shades of teal and blue, creating a layered effect. The top segment is a light blue-grey, the middle is a medium blue, and the bottom is a darker teal. The entire graphic has a clean, modern aesthetic with sharp edges and a minimalist design.

Sección B. Políticas y prácticas

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

Artículo 32. Presentación de informes

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 radiactivos y combustible gastado

De acuerdo con lo establecido en el artículo 38 bis de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear (LEN), 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 que se encomienda a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S. A., S.M.E. (Enresa) de acuerdo con lo establecido en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) 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.

Al Gobierno corresponde el establecimiento de la política y el programa nacional sobre gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, mediante la aprobación del PGRR.

Dicho Plan debe recoger, de acuerdo con el *Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*, las estrategias, actuaciones necesarias y soluciones técnicas a desarrollar en España en el corto, medio y largo plazo, encaminadas a la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y al resto de actividades relacionadas con las anteriores, incluyendo las previsiones económicas y financieras y las medidas e instrumentos necesarios para llevarlas a cabo.

El Plan es elaborado por Enresa y aprobado por el Gobierno, a propuesta del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y oídas las comunidades autónomas en materia de ordenación del territorio y medio ambiente. Asimismo, durante su tramitación se realizan consultas a la industria y los agentes sociales, y se lleva a cabo un procedimiento de información pública a través de la página web del MITERD. Del Plan aprobado se da cuenta, posteriormente, a las Cortes Generales.

Según la normativa vigente, dicho Plan se revisa periódicamente teniendo en cuenta los progresos científicos y técnicos, la experiencia adquirida, así como las recomendaciones, enseñanzas y buenas prácticas que deriven de los procesos de revisión inter pares, y constituye el marco de referencia para las estrategias nacionales de gestión de combustible gastado y residuos radiactivos.

A los efectos de la verificación del cumplimiento del PGRR, Enresa elaborará y enviará al MITERD, a quien corresponde la dirección estratégica y el seguimiento y control de las actuaciones y planes de Enresa, tanto técnicos como económicos, lo siguiente:

- Durante el primer semestre de cada año una memoria que incluya los aspectos técnicos y económicos relativos a las actividades del ejercicio anterior, y el grado de cumplimiento del presupuesto correspondiente, así como un estudio económico-financiero actualizado

del coste de las actividades contempladas en el PGRR y de la adecuación a dicho coste de los mecanismos financieros vigentes.

- Antes del 30 de noviembre de cada año, una justificación técnico-económica del presupuesto anual correspondiente al ejercicio siguiente, y su proyección para los cuatro años siguientes.
- Durante el mes siguiente a cada trimestre natural, un informe de seguimiento presupuestario correspondiente a dicho trimestre.

Por otro lado, durante el primer trimestre de cada año, Enresa remitirá al CSN, a quien corresponde el control de la seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos y la realización de los estudios, evaluaciones e inspecciones de los planes, programas y proyectos necesarios para todas las fases de dicha gestión, la información sobre las actividades desarrolladas en el año anterior y las previsiones para el año en curso en relación con lo establecido en el PGRR.

Recientemente, en Consejo de Ministros de 27 de diciembre de 2023, se ha aprobado el Séptimo PGRR, en el que se reflejan las soluciones técnicas y las previsiones económicas actualizadas sobre la base de las cuales Enresa lleva a cabo su cometido, y de las que las autoridades competentes son informadas en los distintos informes, memorias y justificaciones mencionadas con anterioridad.

El contenido del Séptimo PGRR está adecuado al marco normativo derivado de la *Directiva 2011/70/Euratom, del Consejo, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos*, incorporada al derecho español por el *Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*. Dicha Directiva establece que el Plan habrá de ser objeto de revisión periódica, teniendo en cuenta los progresos científicos y técnicos, la experiencia adquirida, así como las recomendaciones, enseñanzas y buenas prácticas que se deriven de los procesos de revisión internacional, inter pares, contemplados en la misma.

Adicionalmente, la aprobación del Séptimo PGRR era necesaria para adecuar el escenario de referencia del Plan a lo establecido por el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC), de 16 de marzo de 2021, que contempla el cierre ordenado de las centrales nucleares españolas en el horizonte temporal 2027-2035, en coherencia con lo acordado en el Protocolo firmado entre los propietarios de estas y Enresa, en marzo de 2019.

Asimismo, mediante dicha aprobación, se ha dado cumplimiento a la recomendación formulada por el equipo internacional de expertos de la misión combinada de revisión inter pares IRRS-ARTEMIS que tuvo lugar en España en octubre de 2018, en relación con la infraestructura reguladora y con su programa de gestión de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado.

Su procedimiento de tramitación, cuyo esquema se ha recogido en la figura 1, se inició el 10 de marzo de 2020, con la remisión de Enresa, conforme a lo establecido en el *Real*

Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, de una propuesta de PGRR a la Secretaría de Estado de Energía (SEE) del MITERD, la cual se puso a disposición del público a través de la página web del MITERD. Este procedimiento se ha atendido tanto a la normativa específicamente nuclear como a la medioambiental.

- Conforme a lo dispuesto en la LEN, el Plan ha sido aprobado por el Gobierno, a propuesta del MITERD, previo informe del CSN en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, y oídas las comunidades autónomas en materia de ordenación del territorio y medio ambiente.
- Asimismo, el Séptimo PGRR ha sido sometido a una evaluación ambiental estratégica conforme a la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de Evaluación Ambiental, que ha constado de las siguientes actuaciones:
 - A instancias de la SEE, la Secretaría de Estado de Medioambiente (SEMA) remitió el borrador de PGRR y un documento inicial estratégico (DIE) a las Administraciones Públicas afectadas e interesados, con objeto de efectuar unas consultas previas para la determinación del alcance del estudio ambiental estratégico (EAE). Finalizadas dichas consultas, con fecha 29 de octubre de 2020, se aprobó el Documento de alcance del EAE.
 - Determinado el alcance, Enresa elaboró una nueva revisión del borrador, así como el estudio ambiental estratégico y un resumen no técnico del mismo, que fueron sometidos por la SEE a los trámites de información pública y de consultas a Administraciones Públicas afectadas y a interesados entre el 11 de abril de 2022 y el 16 de junio de 2022.
 - Tomando en consideración las alegaciones recibidas en dichos trámites, Enresa elaboró una nueva revisión de PGRR que fue sometida al referido informe del CSN y de las comunidades autónomas.
 - Teniendo en cuenta el informe del CSN y los aportes de las comunidades autónomas, se revisó el PGRR que, junto con una nueva versión de EAE y el resultado de las consultas, fue remitido a la SEMA para su análisis técnico. Tras el referido análisis, con fecha 14 de julio de 2023, la SEMA formuló la declaración ambiental estratégica (DAE) del PGRR, cuyas condiciones medioambientales han sido tenidas en cuenta en la versión final del PGRR.

- Órgano sustantivo y promotor (OS): DG de Política Energética y Minas (Secretaría de Estado de Energía).
- Órgano ambiental (OA): DG de Calidad y Evaluación Ambiental (Secretaría de Estado de Medio Ambiente).



Figura 1. Esquema del procedimiento para la aprobación del Séptimo PGRR.

B.2. Clasificación de los residuos radiactivos

El concepto de residuo radiactivo está definido en el artículo 2 de la LEN:

“Residuo radiactivo es 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 Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear”

Los residuos se categorizan en España en función de las instalaciones de gestión que son autorizadas para un determinado volumen, inventario radiológico y unos determinados límites de concentraciones de actividad específica según la naturaleza de los distintos radioelementos presentes. En la práctica, **tal y como se observa en la tabla 1**, las distintas categorías de instalaciones son asimilables a los criterios de clasificación de residuos radiactivos adoptados por el OIEA y la Comisión Europea:

- Los denominados residuos de baja y media actividad (RBMA) integran aquellos cuya actividad se debe principalmente a la presencia de radionucleidos emisores beta o gamma, de periodo de semidesintegración corto o medio (inferior a 30 años) y cuyo contenido en radionucleidos de vida larga es muy bajo y se encuentra limitado. Este grupo integra

los residuos que pueden ser almacenados temporalmente, tratados, acondicionados y almacenados definitivamente en las instalaciones del Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos El Cabril (C.A. El Cabril) en la provincia de Córdoba. Incluyen a los residuos de muy baja actividad (RBBA), que forman un subconjunto de los de baja y media actividad y, que, 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.

- Se denominan residuos de alta actividad (RAA) los que contienen emisores alfa de larga vida, con periodo de semidesintegración superior a 30 años, en concentraciones apreciables que generen calor por efecto de la desintegración radiactiva, ya que su actividad específica es alta. Su principal exponente es el combustible nuclear gastado (CG) descargado de los reactores nucleares que, de acuerdo con la política española se considera residuo. Actualmente se almacenan en las piscinas de las centrales nucleares y en los almacenes temporales individualizados (ATI) con que cuentan algunas de ellas. En el futuro está prevista su ulterior disposición en una instalación de almacenamiento geológico profundo (AGP).
- Adicionalmente, se denominan residuos especiales (RE) los aditamentos del combustible nuclear, las fuentes neutrónicas, la instrumentación intranuclear usada o los componentes sustituidos provenientes del sistema del refrigerante del reactor y componentes internos del reactor, generalmente de carácter metálico, que, por sus características radiológicas no son susceptibles de ser gestionados en las instalaciones del C.A. El Cabril. Como residuos de larga vida y actividad significativa su gestión temporal y definitiva se plantea de una manera similar a la de los RAA.

Clasificación sistema nacional		Clasificación GSG-1 OIEA
RBBA	Residuos de muy baja actividad	VLLW
RBMA	Residuos de baja y media actividad	LILW
RE	Residuos especiales	ILW
RAA	Residuos de alta actividad	HLW

Tabla 1. Clasificación de los residuos radiactivos en España.

B.3. Generación de combustible gastado y residuos radiactivos

En España se han generado y se generan residuos radiactivos en instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas distribuidas por todo el territorio, como puede apreciarse en la figura 2.

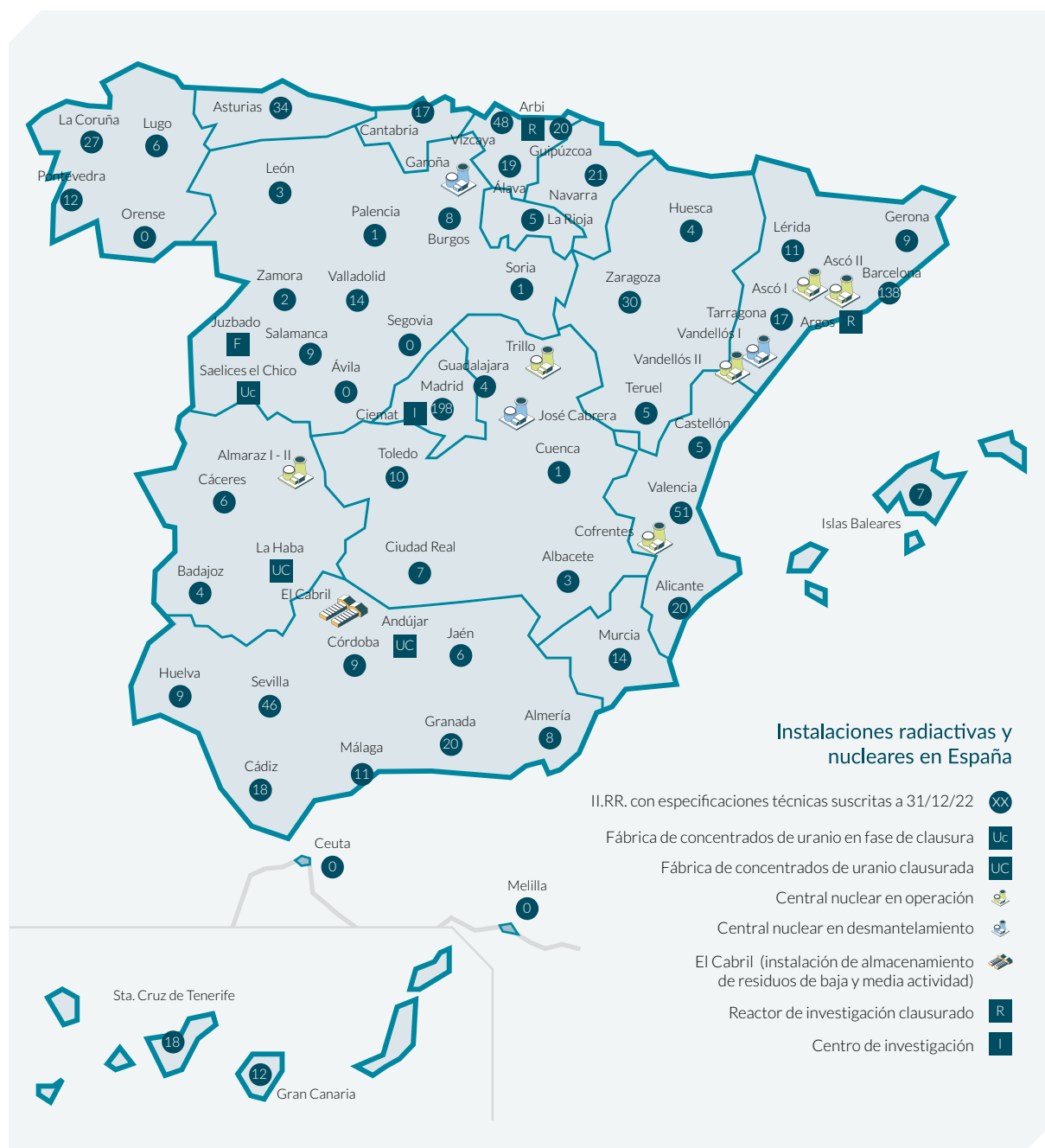


Figura 2. Situación de reactores nucleares y otras instalaciones generadoras de residuos radiactivos.

Los inventarios generados hasta la fecha han sido producidos por la operación regular de instalaciones nucleares y radiactivas y el desarrollo de proyectos de desmantelamiento en diversas instalaciones, incluidas las centrales nucleares de Vandellós I y José Cabrera y las instalaciones en desuso incluidas en el proyecto PIMIC desarrollado en el Centro de Investigaciones Energéticas, Medio Ambientales y Tecnológicas (Ciemat), así como por incidentes radiológicos producidos ocasionalmente en instalaciones convencionales asociadas al tratamiento y reciclado de chatarra metálica.

Los orígenes de los residuos que se producen actualmente son:

- Operación de centrales nucleares (siete reactores),
- Operación de la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado (Salamanca),
- Proyecto de mejora de las instalaciones del Ciemat (PIMIC),
- Operación de instalaciones radiactivas con fines industriales, médicos, agrícolas e investigación,
- Operación del C.A. El Cabril,
- Desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera y de la **Central Nuclear Santa María de Garoña**,
- Ocasionalmente, pueden generarse residuos como consecuencia de otras actividades específicas (incidentes).

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, el Séptimo PGRR ha adoptado el siguiente escenario de referencia:

- Cese de la operación de las centrales nucleares en coherencia con el PNIEC, que toma como referencia el Protocolo firmado entre los propietarios de estas y Enresa, en marzo de 2019, que contempla el cese ordenado de explotación de las centrales nucleares españolas en el horizonte temporal 2027-2035.
- Ciclo abierto del combustible, es decir, no se contempla la opción del reprocesado del CG.
- **Mantenimiento de las capacidades operativas del Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos El Cabril para los RBMA y RBBA procedentes de la operación y desmantelamiento de todas las instalaciones nucleares.**
- **Mantenimiento de la capacidad de gestión de CG, RAA y RE en las centrales nucleares mediante ATI.**
- **Puesta en marcha de un almacén temporal descentralizado (ATD) para CG, RAA y RE en cada central nuclear con combustible gastado (Almaraz, Ascó, Cofrentes, Santa María de Garoña, José Cabrera, Trillo y Vandellós II). El ATD de cada central**

estará formado por su ATI o, en su caso, sus ATI, más una nueva instalación complementaria, o medidas adicionales, que permitan realizar las operaciones de mantenimiento y reparación de sus contenedores, garantizando así la función de recuperabilidad a nivel de contenedor. Los ATD, incluyendo sus instalaciones complementarias o sus medidas adicionales, estarán operativos antes de iniciar el desmantelamiento de la piscina de combustible de la central y contarán con todos los sistemas de seguridad y auxiliares para poder operar como instalación nuclear independiente, una vez se haya declarado la clausura de la central. En la C.N. José Cabrera, en fase final de desmantelamiento, las medidas previstas en la circular informativa del CSN sobre la recuperabilidad a nivel de contenedor se implantarán entre 2024 y 2029. Los ATD permanecerán operativos hasta el traslado de todo el CG, los RAA y los RE al AGP.

- Tal y como recoge el art. 3.2.1.e de la IS-29 del CSN y de acuerdo con el nivel de referencia S-32 de WENRA WGWD para la seguridad del almacenamiento de combustible gastado, según el 7º PGR en 2031 se dispondrá en el emplazamiento de una de las centrales nucleares de los medios necesarios que garanticen la función de recuperabilidad a nivel de elemento combustible durante todo el periodo de vida de los ATD. Esta instalación dispondrá de una celda caliente de manipulación del combustible gastado y los residuos radiactivos y de la capacidad de almacenar contenedores que permita atender las potenciales contingencias en los ATD durante toda su vida operativa. También contará con un laboratorio equipado con los medios necesarios para, en su caso, poder verificar e inspeccionar el estado del combustible y los residuos.
- Puesta en marcha en 2027 de un almacén temporal en el emplazamiento de la C.N. Vandellós I para alojar los residuos radiactivos procedentes del reproceso del combustible gastado y, en su caso, los RE procedentes del desmantelamiento de la central. Permanecerá operativo hasta el traslado de todos los residuos radiactivos al AGP.
- Puesta en marcha del AGP de CG, RAA y RE en 2073.
- Desmantelamiento total inmediato de las centrales nucleares de tipo agua ligera. Las labores preparatorias del emplazamiento se iniciarán entre tres y, preferentemente, cinco años antes de la fecha de cese definitivo, de modo que la transferencia de titularidad e inicio de las obras de desmantelamiento pueda llevarse a cabo en un plazo no superior a tres años después del cese definitivo. En estos años se llevarán a cabo las actividades de vaciado de piscinas, las tareas preparatorias del desmantelamiento y la obtención de la autorización de desmantelamiento y transferencia de titularidad a Enresa. Una vez obtenida esta autorización, se iniciarán las obras de desmantelamiento con una duración estimada de diez años. En el caso de la C.N. Vandellós I se ejecutará la última fase de su desmantelamiento a partir de 2030 con una duración de quince años. El periodo de vigilancia previsto para los emplazamientos, una vez finalizadas las obras, será de diez años, previa a la declaración de clausura.

De acuerdo con las estimaciones a 31 de diciembre de 2023, el volumen total de residuos radiactivos generados hasta la fecha en España es de 84.200 m³, de los que 33.800 m³ son RBBA, 41.100 m³ RBMA, 200 m³ son RE y 9.100 m³ son CG y RAA. De acuerdo con lo anterior, las cantidades de combustible gastado y residuos radiactivos generados y gestionados en España hasta la fecha, así como las cantidades previstas para el futuro, se detallan en la tabla 2.

Tipo de residuo	Volumen aproximado (m³)		
	Inventario a 31-12-23	Previsión generación	Inventario total
RBBA	33.800	91.200	125.000
RBMA	41.100	53.100	94.200
RE	200	3.700	3.900
CG Y RAA	9.100	2.300	11.400
Total	84.200	150.300	234.500

Tabla 2. Combustible gastado y residuos radiactivos generados y previstos en España.

La figura 3, más abajo, muestra la distribución en términos porcentuales del volumen de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos generados y que está previsto generar en España.

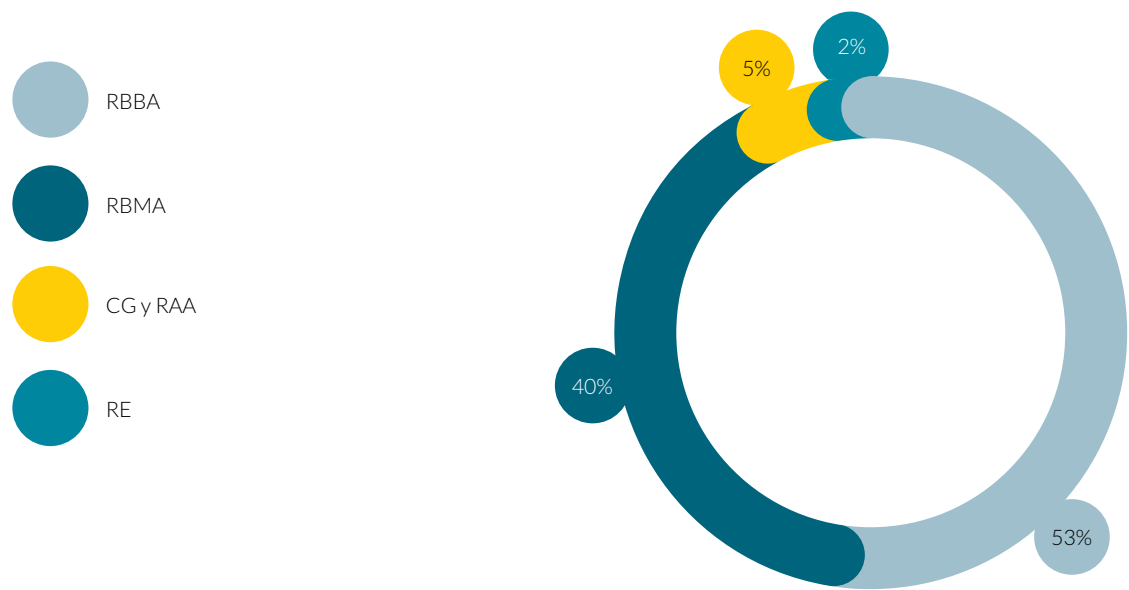


Figura 3. Inventario nacional por tipo de residuo radiactivo.

Adicionalmente, en España también se han producido cantidades significativas de estériles procedentes de la minería del uranio y de la fabricación de concentrados (del orden de unos 77 millones de toneladas de estériles de mina y de unos 14 millones de toneladas de estériles de proceso, a fecha de 31 de diciembre de 2023), con un bajo contenido de radiactividad que, dependiendo de su concentración, requieren acciones específicas de gestión. En la mayoría de los casos hasta el momento, la estabilización “in situ” ha sido la vía preferente de gestión.

B.4. Políticas y prácticas de gestión del combustible gastado

La política de gestión del combustible gastado continúa siendo el ciclo abierto, habiéndose previsto las estrategias necesarias para su almacenamiento temporal hasta la disponibilidad de una solución definitiva, según se refleja en el **Séptimo** PGRR.

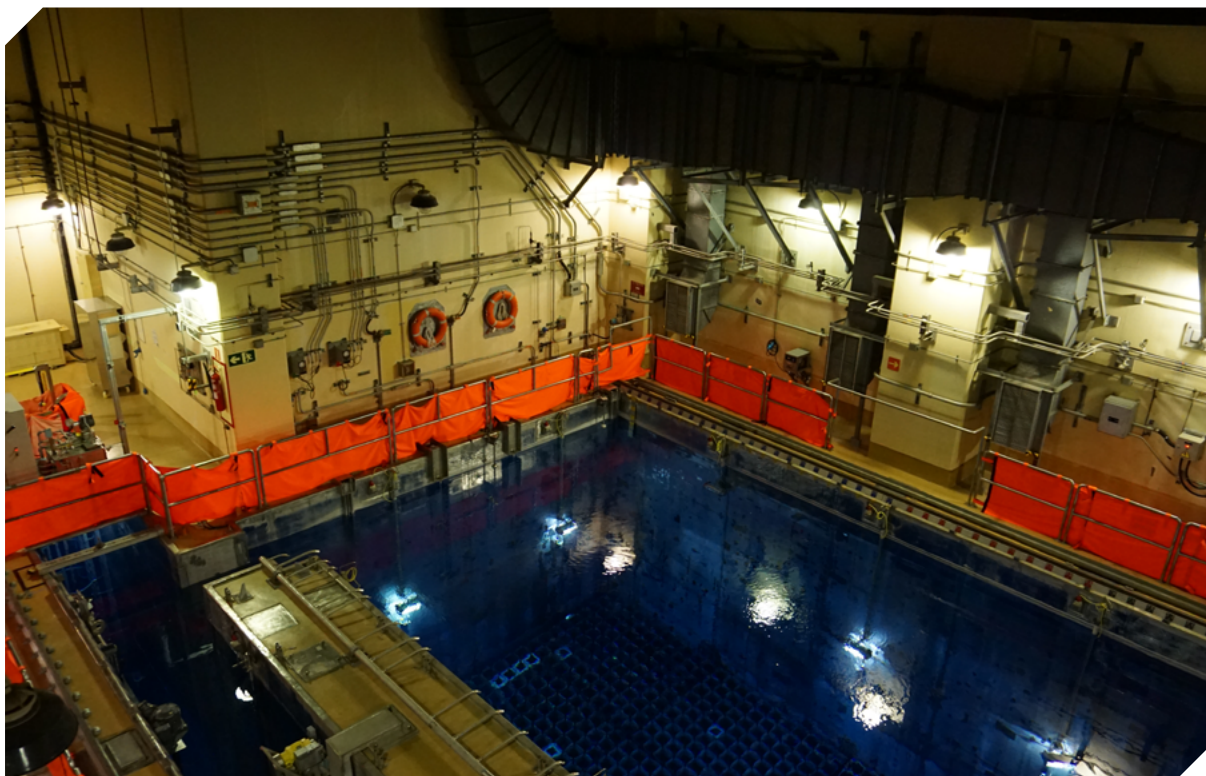
B.4.1. Almacenamiento temporal

El objetivo del almacenamiento temporal es proporcionar una capacidad suficiente para albergar el CG generado por las centrales nucleares españolas hasta disponer de una solución definitiva. En línea con dicho objetivo, **el Séptimo PGRR contiene las siguientes estrategias:**

- **Mantenimiento de la capacidad de gestión de CG, RAA y RE en las centrales nucleares, mediante ATI.**
- **Puesta en marcha de un ATD para CG, RAA y RE en cada central nuclear con CG (Almaraz, Ascó, Cofrentes, Santa María de Garoña, José Cabrera, Trillo y Vandellós II). El ATD de cada central estará formado por su ATI o, en su caso, sus ATI, más una nueva instalación complementaria o medidas adicionales, que permitan realizar las operaciones de mantenimiento y reparación de sus contenedores al objeto de garantizar la función de recuperabilidad a nivel de contenedor.**

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, según puede verse en la [sección D.1](#) del presente Informe. Como primera medida adoptada 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 la necesidad de dotar a las instalaciones de una capacidad de almacenamiento adicional a la de las propias piscinas.

Puede consultarse el inventario actualizado de las piscinas en la [sección D.2](#), y cuestiones relativas a su operación en el [artículo 9](#).



Vista de la piscina de la Central Nuclear Vandellós II.

Sin embargo, seis centrales nucleares españolas (Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz, Santa María de Garoña y Cofrentes) ya cuentan con ATI autorizados en los propios emplazamientos para el almacenamiento en seco del combustible gastado, como complemento al almacenamiento en las piscinas de las centrales o como alternativa de cara a su desmantelamiento, cuyos detalles se pueden encontrar en las secciones [D.1](#) y [D.2](#) y en el [artículo 9](#).

Durante el periodo cubierto por el presente informe ha entrado en operación el ATI en la Central Nuclear de Cofrentes tras su licenciamiento, conforme al Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre; como una modificación de diseño de esta. Demás cuestiones relacionadas con su emplazamiento se describen bajo el [artículo 6](#), su diseño y construcción bajo el [7](#) y la evaluación de su seguridad antes de su construcción y operación bajo el [8](#) y [9.1](#) del presente Informe.

Asimismo, se ha solicitado la autorización para la construcción de un ATI en la Central Nuclear Vandellós II, que es la única central que actualmente no dispone de almacenamiento en seco.

Además, dado que, de acuerdo con la capacidad útil de las piscinas y de los ATI de Ascó, Almaraz y Cofrentes, y con las previsiones de generación de combustible gastado en estas centrales, no se dispone de suficiente capacidad de almacenamiento para permitir la continuidad de su explotación hasta la fecha de cese definitivo de explotación prevista en el PNIEC y el posterior desmantelamiento, se han solicitado autorizaciones de modificación de diseño para la construcción de nuevos ATI complementarios de los actuales.

Asimismo, dado que el ATI de la Central Nuclear Santa María de Garoña fue diseñado y construido en su momento bajo la hipótesis de continuidad de explotación de la central, tras la concesión de la autorización de transferencia de titularidad de Nuclenor, S.A., a Enresa, y de la fase uno del desmantelamiento de esta central, Enresa ha solicitado una modificación de diseño del ATI con objeto de ampliar su capacidad para permitir el almacenamiento temporal de la totalidad del combustible actualmente almacenado en la piscina para poder acometer las tareas de desmantelamiento de la central.

B.4.2. Gestión final

Tras un periodo de almacenamiento temporal, el Séptimo PGRR prevé la opción de un AGP como estrategia de gestión definitiva del combustible gastado de las centrales nucleares y de los residuos de alta actividad, en línea con lo indicado en el preámbulo de la Directiva 2011/70/Euratom, que reconoce que la idea generalmente aceptada por los técnicos es que, en la actualidad, el AGP constituye la opción más sostenible y segura como punto final de la gestión. En este sentido, las principales actuaciones tienen por objeto el desarrollo de las capacidades tecnológicas y de aceptación social necesarias para orientar e implantar en el futuro la solución de almacenamiento definitivo del CG, RAA y RE en un AGP.

Detalles adicionales sobre esta gestión pueden encontrarse bajo el [artículo 10](#) del presente informe.

B.5. Políticas y prácticas de gestión de los residuos radiactivos

Como ya se ha indicado en la introducción de este informe, corresponde al Gobierno establecer la política sobre gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, mediante la aprobación del PGRR. Esta función del Gobierno está establecida por ley, en el artículo 38 bis de la LEN.

Dado que la gestión de los residuos de alta actividad y de los residuos especiales se encuentra asociada a la del combustible gastado, abordado ya en epígrafes anteriores, en este apartado se hace referencia únicamente a la política de gestión de los RBMA.

Según se ha venido enunciando en los informes nacionales anteriores, en España se producen RBMA por la operación y desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas reguladas que usan sustancias o materiales radiactivos. También puede resultar necesario gestionar residuos resultantes de incidentes en instalaciones que no requieren autorización en el marco normativo de la energía nuclear (tales como acerías, plantas de reciclado de metales, etc.). Para atender a estos últimos casos, se han previsto mecanismos adecuados para prevenir y, en su caso, recuperar el control de los materiales radiactivos y garantizar la gestión segura de los mismos como residuos cuando aparecen.

Puede decirse que, hoy en día, España tiene resuelta de forma global la gestión de los RBMA ya que se dispone de un sistema integrado, dotado de las capacidades necesarias y configura-

do con base en la asignación de responsabilidades a un conjunto de agentes bien identificados, que operan de forma estructurada.

Dentro de este sistema, las instalaciones nucleares disponen de capacidades propias para el tratamiento y acondicionamiento de los RBMA de acuerdo con las especificaciones de aceptación de residuos que aplica Enresa para el C.A. El Cabril. En el resto de los casos, los productores entregan a Enresa sus residuos de conformidad con especificaciones técnicas acordadas, y es esta quien realiza las tareas de tratamiento y acondicionamiento necesarias en sus instalaciones en el C.A. El Cabril, según se detalla en el [artículo 16.2](#) del presente Informe.

El C.A. El Cabril, en la provincia de Córdoba, constituye el eje del sistema nacional de gestión de los RBMA. Tiene como objetivo fundamental el almacenamiento definitivo de este tipo de residuos en forma sólida, y cuenta también con instalaciones de tratamiento y acondicionamiento para procesar los residuos procedentes de las instalaciones radiactivas y aquellos resultantes de las retiradas en instalaciones no reguladas. Asimismo, se lleva a cabo el acondicionamiento de todo tipo de residuo RBMA en las unidades de almacenamiento previo a su ubicación en las celdas de almacenamiento final. El C.A. El Cabril dispone, además, de laboratorios de caracterización y verificación de los residuos para la realización de ensayos para la mejora del conocimiento y metodología de aceptación de las diferentes corrientes de residuos y para la verificación de sus características, así como de talleres, laboratorios y otros sistemas auxiliares necesarios para su funcionamiento.



Imagen de las celdas de almacenamiento de RBMA en el C.A. El Cabril.

A fecha de diciembre de 2023, 22 de las 28 celdas para RBMA estaban llenas, lo que representa un 82,95% de la capacidad de almacenamiento de RBMA aprobada. La necesidad de capacidad de almacenamiento adicional se ha identificado con base en las estimaciones del actual inventario. Por ello, Enresa ha solicitado la autorización de una modificación de diseño para la ampliación de su capacidad mediante construcción de nuevas celdas, lo cual, habida cuenta de que las instalaciones del C.A. El Cabril son fundamentales para la gestión de todos los RBMA en España, se considera un objetivo primordial, y como tal se reconoce en el Séptimo PGRR.

Adicionalmente, desde el año 2008, los RBBA se almacenan en unas celdas específicas para el almacenamiento definitivo de esta categoría de residuos. Dos de las cuatro celdas previstas se encuentran construidas y en operación, habiéndose autorizado un volumen total, para las cuatro celdas, de 130.000 m³. Se estima que la capacidad de almacenamiento disponible para los RBBA es suficiente para cubrir todas las necesidades previstas.



Imagen de las celdas de almacenamiento de RBBA en el C.A. El Cabril.

En relación con la optimización de la ocupación de las celdas, continúan realizándose esfuerzos en la aplicación de tecnologías y equipos de reducción de volumen, desclasificación y descontaminación.

Entre las líneas a promover en materia de reducción de volumen destacan la desecación de residuos, el tratamiento mediante fundición de grandes equipos y componentes y los proyectos de desclasificación de residuos.

Por otra parte, en relación con las actividades referidas al almacenamiento definitivo, a la caracterización de los residuos, a los métodos y técnicas de conocimiento del comportamiento del sistema de almacenamiento y a la evaluación de su seguridad, cabe señalar las siguientes líneas de actuación:

- Análisis de los inventarios previstos y de las capacidades disponibles.
- Mejoras en las técnicas de caracterización y medida de los bultos de residuos radiactivos.
- Definición de vías de gestión para residuos actualmente no aceptados para su almacenamiento definitivo en el C.A. El Cabril.
- Adquisición de información y desarrollo de mejoras metodológicas e instrumentales, para optimizar la evaluación de seguridad de estas instalaciones.
- Continuación de los estudios sobre la durabilidad de las barreras de ingeniería del sistema de almacenamiento.
- Continuación de la toma de datos y su análisis en las coberturas de ensayo realizadas en soporte del diseño definitivo de las coberturas definitivas del almacenamiento.
- **Estudio de nuevas configuraciones de unidades de almacenamiento para la gestión, de grandes equipos y componentes de instalaciones nucleares u otras necesidades.**
- Diseño y prueba de nuevos embalajes de transporte, que se adaptan mejor a las nuevas necesidades de las operaciones de desmantelamiento.
- **Continuación de los trabajos relativos a la capacidad radiológica de almacenamiento de residuos de baja y media actividad.**
- **Conservación de registros de memoria y transmisión del conocimiento de la instalación del C.A. El Cabril en todos sus procesos.**

En relación con la adecuación y mejora de las funcionalidades del C.A. El Cabril y con la disponibilidad de medios ante situaciones futuras, las principales actuaciones que se están llevando a cabo son:

- **La dotación de nuevos medios de manejo para aumentar la capacidad operativa de almacenamiento de RBMA y RBBA.**
- **La evaluación del diseño de las nuevas celdas para RBMA, teniendo en cuenta los resultados de las operaciones de desmantelamiento.**
- La continuidad de las actuaciones de apoyo a las instalaciones radiactivas para optimizar la gestión “in situ” de los residuos que generan.



Sección C.

Ámbito de aplicación

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

Artículo 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.
- 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.
- Las descargas de las instalaciones nucleares y radiactivas.

D

Sección D. Inventarios y listas

Esta sección comprende los requisitos previstos en el Artículo 32 párrafo 2 de la Convención.

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 de las centrales en explotación, sumado al de la C.N. Santa María de Garoña en fase uno de desmantelamiento, se almacena en las piscinas de las propias centrales. Adicionalmente, las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Santa María de Garoña, Almaraz y Cofrentes cuentan con almacenes temporales individualizados (ATI) en seco. Estas instalaciones de almacenamiento temporal en seco se encuentran dentro del propio emplazamiento de las centrales nucleares y son licenciadas como una modificación de diseño de estas. La tabla 3 indica las instalaciones existentes.

Nombre de la Instalación	Ubicación (Provincia)	Tipo de almacenamiento
Central Nuclear Almaraz I	Cáceres	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear Almaraz II	Cáceres	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear Vandellós II	Tarragona	Piscina
Central Nuclear Ascó I	Tarragona	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear Ascó II	Tarragona	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear de Cofrentes	Valencia	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear Sta. M. Garoña	Burgos	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear de Trillo	Guadalajara	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear José Cabrera	Guadalajara	Almacén en seco

Tabla 3. Instalaciones existentes de almacenamiento de combustible gastado.

D.1.1. Piscinas

Las piscinas de almacenamiento de las centrales nucleares de Trillo y Santa María de Garoña están ubicadas en el edificio del reactor. En el resto de las centrales en explotación, las piscinas se encuentran en un edificio contiguo al de contención, estando ambos comunicados por el canal de transferencia. Cuando existen dos reactores en el mismo emplazamiento, como sucede en los casos de Almaraz y Ascó, cada grupo de la central dispone de su propia piscina. En el caso de la Central Nuclear Cofrentes, existe además una piscina en el edificio del reactor que se utiliza para almacenar temporalmente el combustible durante los períodos de recarga.

Las piscinas de almacenamiento de combustible gastado, cuya capacidad inicial fue aumentada en la mayoría de las centrales en la década de 1990 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 este un requisito para la operación de las centrales nucleares.

D.1.2. Almacenes temporales individualizados (ATI) de almacenamiento en seco de combustible gastado (centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Santa María de Garoña, Almaraz y Cofrentes)

- Central Nuclear de Trillo

El almacén de contenedores de la Central Nuclear de Trillo se encuentra en funcionamiento desde mediados de 2002. Se trata de una nave en superficie de planta rectangular, con capacidad previamente autorizada para albergar hasta 32 contenedores del tipo ENSA-DPT cargados cada uno con 21 elementos combustibles gastados de SIEMENS/KWU tipo I, tipo II y tipo III, autorizada en el periodo del informe anterior hasta un total de 80, utilizando contenedores del tipo ENUN 32P.



Imagen del interior del ATI de la Central Nuclear de Trillo.

El contenedor ENSA-DPT, de tipo metálico, fue diseñado para almacenar y transportar de manera segura 21 elementos combustibles PWR 16 x 16-20 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.

En relación con el ENUN 32P, puede almacenar y transportar de forma segura 32 elementos de combustible de hasta 58 GWd/tHM, 4,75% de enriquecimiento inicial y un mínimo de 7,6 años de refrigeración.

Actualmente, la instalación almacena 32 contenedores tipo ENSA-DPT y 8 contenedores tipo ENUN 32P.

- Central Nuclear José Cabrera

La Central Nuclear José Cabrera cesó su explotación, de forma definitiva, en abril de 2006. La alternativa elegida, conforme a la estrategia establecida en **el entonces Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) vigente**, fue la de su desmantelamiento total e inmediato, de forma que, una vez finalizado, el emplazamiento pudiera quedar liberado en su totalidad para un uso sin restricciones. Como paso previo, el combustible gastado almacenado en la piscina fue transferido al almacén temporal en seco construido en el propio emplazamiento de la central, cuya descripción se ofreció en el Quinto Informe Nacional.

Desde su entrada en funcionamiento en 2008, el ATI de la central, que almacena todo el combustible gastado (CG) generado durante la operación de esta instalación (377 elementos combustibles, en 12 sistemas HI-STORM 100Z, basados en cápsulas soldadas con una envoltura de hormigón) está siendo operado rutinariamente.



Vista general del ATI de la Central Nuclear José Cabrera.

Adicionalmente, el desmantelamiento de la central originó una serie de residuos especiales como consecuencia del corte de alguno de los internos del reactor. Estos residuos, que no son susceptibles de ser almacenados en el Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de El Cabril (C.A. El Cabril), están almacenados actualmente en cuatro contenedores tipo HI-SAFE 100Z situados en el ATI de la central, junto con los que alojan el combustible gastado.

- Central Nuclear de Ascó

Con objeto de evitar alcanzar la saturación de las piscinas de los dos grupos de la Central Nuclear de Ascó, fue necesaria la construcción y puesta en marcha de un ATI en seco para proporcionar capacidad adicional de almacenamiento en el emplazamiento de la central.



Vista del ATI de la Central Nuclear de Ascó.

El ATI consta de dos losas de almacenamiento con resistencia sísmica, una para cada grupo, habiéndose autorizado inicialmente 16 sistemas de almacenamiento por cada losa con una capacidad total entre ambas de hasta 1.024 elementos combustibles. Se trata de una instalación a la intemperie cuyo licenciamiento se completó en abril de 2013 y que actualmente está en operación desde mayo de dicho año.

En este caso, se optó por el sistema de almacenamiento HI-STORM 100, semejante al utilizado en el ATI de José Cabrera, pero adaptado al combustible empleado por la central.

En 2022 se ejecutó un cambio en el diseño del ATI permitiendo el almacenamiento de 18 sistemas por losa.

A diciembre de 2023, se han cargado 31 módulos HI-STORM con 32 elementos de combustible cada uno que ya se encuentran en el ATI. La licencia de almacenamiento permite un combustible gastado de hasta 55 GWd/tHM, con un enriquecimiento inicial máximo del 5%.

- Central Nuclear Santa María de Garoña

Esta instalación de almacenamiento en seco, **cuyo licenciamiento de describió en el Séptimo informe nacional**, consta de dos losas sísmicas, cada una de las cuales está autorizada a soportar 10 contenedores metálicos de doble propósito de tipo ENSA-ENUN 52B, con capacidad para almacenar hasta 52 elementos de combustible de tipo BWR con un grado de quemado relativamente bajo y tiempos de enfriamiento altos. En su momento, se fabricaron 5 contenedores con vistas a la continuidad de la operación de la central. No obstante, habida cuenta de que la central cesó su actividad de forma definitiva en 2017, la mayor parte del combustible permanece actualmente en la piscina. Asimismo, será necesaria una reevaluación de la instalación de almacenamiento en seco para albergar el inventario completo de la piscina.

Tal y como puede observarse en la imagen más abajo, en diciembre de 2023 había ya un contenedor cargado.



Vista general del ATI de la Central Nuclear Santa María de Garoña.

- Central Nuclear de Almaraz

Este ATI, **cuyo licenciamiento de describió en el Séptimo informe nacional**, cuenta con una capacidad autorizada de 20 contenedores del tipo ENUN 32P, que puede almacenar 32 elementos de combustible de tipo PWR. Este contenedor es similar al modelo elegido para ampliar la capacidad del ATI de la Central Nuclear de Trillo, con un bastidor diferente para albergar elementos de combustible de tipo Westinghouse 17x17.

El límite de quemado autorizado para el almacenamiento es de 65 GWd/tHM, pero solamente 45 GWd/tHM para el transporte por lo que, por el momento, sólo se almacenará combustible de bajo grado de quemado. **El ATI cuenta en la actualidad con 12 contenedores almacenados.**



Vista general del ATI de la Central Nuclear de Almaraz.

- Central Nuclear de Cofrentes

Durante el periodo cubierto por el anterior y el actual informe, el titular de la Central Nuclear de Cofrentes ha construido y puesto en marcha un almacén temporal individualizado en seco en su emplazamiento.

El ATI es una estructura destinada para el almacenamiento en seco de combustible gastado, con una capacidad total de 24 contenedores del modelo HI-STAR 150, del suministrador HOLTEC, y que está ubicada, a la intemperie, en el propio emplazamiento de la central.

La autorización de ejecución y montaje de este ATI fue concedida por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM), de 18 de junio de 2019, previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y con declaración de impacto ambiental favorable de la Dirección General de Biodiversidad y Calidad Ambiental. Dicha resolución establece los límites y condiciones de la autorización en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, tal como sucede con cualquier otra autorización que se concede en relación con instalaciones nucleares y radiactivas, conforme a lo estipulado en el artículo 7.j) del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR).



Vista general del ATI de la Central Nuclear de Cofrentes.

Finalmente, la DGPEM autorizó su puesta en marcha por medio de resolución de fecha 25 de mayo de 2021, previo informe del CSN, y, como se ha comentado con anterioridad, tras haberse llevado a cabo la correspondiente evaluación de impacto ambiental.

El ATI cuenta a 31 de diciembre de 2023 con 9 contenedores cargados.

D.2. Inventario combustible gastado (Elementos y masa de U)

Las cantidades totales de combustible gastado existentes en España a **31 de diciembre de 2023** se muestran en la tabla 4.

Nombre de la instalación	Características de los elementos combustible	Capacidad total/núcleo de reserva (nº de elementos)	Combustible gastado almacenado (nº de elementos)	Combustible gastado almacenado (tU) ¹
Central Nuclear Almaraz I	PWR 17x17	1.804/157	1.600	738
		ATI con capacidad para 20 contenedores de 32 elementos combustibles cada uno	160	75
Central Nuclear Almaraz II	PWR 17x17	1.804/157	1.468	678
		ATI con capacidad para 20 contenedores de 32 elementos combustibles cada uno	224	105
Central Nuclear Vandellós II	PWR 17x17	1.802/157	1.452	661
Central Nuclear Ascó I	PWR 17x17	1.421/157	1.156	531
		ATI con capacidad para 18 contenedores de 32 elementos combustibles cada uno	512	231
Central Nuclear Ascó II	PWR 17x17	1.421/157	1.160	534
		ATI con capacidad para 18 contenedores de 32 elementos combustibles cada uno	480	218
Central Nuclear Cofrentes	BWR 8x8, 9x9, 10x10	5.404/624	4.708	846
		ATI con capacidad para 24 contenedores de 52 elementos combustibles cada uno	468	85
Central Nuclear Sta. M. Garoña	BWR 8x8, 9x9	2.609/400	2.453	431
		ATI con capacidad para 49 contenedores con hasta 52 elementos combustibles por contenedor	52	9
Central Nuclear José Cabrera	PWR 14x14	ATI con capacidad para 12 contenedores de 32 elementos combustibles cada uno	377 (12 cont.)	100
Central Nuclear Trillo	PWR 16x16	805/177	516	245
		ATI con capacidad para 80 contenedores, 32 contenedores de 21 elementos combustibles cada uno y hasta 48 contenedores de 32 elementos combustibles cada uno	928	437

1. Los valores de tU estimados suponiendo masas nominales de elementos tipo representativos.

Tabla 4. Combustible nuclear gastado existente en España (31 de diciembre de 2023).

D.3. Lista instalaciones de gestión de residuos radiactivos

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

No se incluyen en el alcance de esta definición los “pequeños productores”, ya que sus residuos radiactivos son recogidos y procesados por la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) en el C.A. 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 albergar los residuos antes de su transporte al C.A. El Cabril.



Vista general de la Central Nuclear de Trillo.

- Central Nuclear Vandellós I en fase de desmantelamiento

Cuenta con una instalación habilitada en la cava del edificio del reactor, como solución intermedia y específica, para el almacenamiento temporal de los residuos de grafito procedentes de las camisas de los elementos combustibles.



Vista de la instalación que protege el cajón del reactor de la Central Nuclear Vandellós I.

- Central Nuclear 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 al C.A. El Cabril.



Evolución del desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera.

- **Central Nuclear Santa María de Garoña en fase de desmantelamiento**

De modo análogo a todas las centrales nucleares en operación, cuenta con instalaciones de tratamiento de sus residuos líquidos y de acondicionamiento de los sólidos (precompactación e inmovilización). Existen también almacenes temporales para albergar los residuos antes de su transporte al C.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 la reglamentación nacional de transporte de mercancías peligrosas por carretera.

El Ciemat trata y acondiciona los residuos procedentes de las actividades de investigación del 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 el Sexto informe nacional, el Ciemat se dotó 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 (ver [apartado D.5](#)) mediante la autorización de uso de edificios preexistentes que fueron acondicionados para este fin.

- **Fábrica de elementos combustibles 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 se lleva a cabo la precompactación y para el acondicionamiento final se emplea la inmovilización en cemento. El almacén temporal existente sirve como etapa intermedia antes del transporte de los residuos al C.A. El Cabril.

- **Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos El Cabril**

El C.A. 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 requieran antes de su disposición final en la instalación. En concordancia con el sistema de responsabilidades derivado del PGRR, la mayoría de los residuos que se tratan y acondicionan en el C.A. El Cabril proceden de instalaciones radiactivas o son generados en la propia instalación, aunque el Centro dispone también de los sistemas necesarios para el acondicionamiento final de los residuos procedentes de instalaciones nucleares, previamente a su disposición final en celdas de almacenamiento.



Vista aérea de las plataformas norte y sur de almacenamiento definitivo de RBMA.

- 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 estos en sus instalaciones y posteriormente transportados hasta el C.A. 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 Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD).

El tratamiento de los distintos tipos de residuos en la instalación del C.A. El Cabril se lleva a cabo de forma que se minimice la producción de residuos secundarios y se obtengan bultos acondicionados que cumplan las condiciones requeridas para su posterior incorporación en unidades de almacenamiento.

El edificio de acondicionamiento de C.A. El Cabril cuenta con una zona específica para el tratamiento y acondicionamiento de los residuos de pequeños productores según se describió en el Cuarto Informe Nacional.

- Acondicionamiento final de residuos de grandes productores.

Los grandes productores (centrales nucleares y fábrica de elementos combustibles) deben acondicionar sus RBMA en bultos que cumplan con los criterios de aceptación de Enresa para su transporte hasta el C.A. El Cabril de modo que, mayoritariamente, no precisen de ulteriores procesos de tratamiento. Existe, además, una segunda categoría compuesta por bultos que han sido precompactados en origen por razón de sus características físicas. La instalación del C.A. El Cabril dispone de una compactadora de bidones de 1200 t de capacidad.

En ambos casos, los bultos son acondicionados en unidades de almacenamiento.

- Almacenamiento temporal en el C.A. El Cabril.

El C.A. El Cabril dispone de tres conjuntos de instalaciones utilizadas para el almacenamiento temporal de residuos sólidos: los “módulos”, el edificio de recepción transitoria y el almacén de fuentes y material radiactivo.

Los primeros son tres edificios construidos durante la década de 1980 para el almacenamiento temporal de residuos a largo plazo. Cada uno de ellos tiene una capacidad nominal de 5.000 bidones de 220 litros. Actualmente, se continúa con el proceso de caracterización 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 C.A. El Cabril, cuenta con un área para almacenamiento tampón de bultos de RBMA.

El almacén de fuentes y material radiactivo ha permitido integrar y custodiar en un único recinto físico material que requiere una gestión singular.

- Almacenamiento definitivo en el C.A. El Cabril.

En operación desde 1992, el sistema de almacenamiento de residuos de baja y media actividad del C.A. El Cabril es del tipo próximo a superficie, y cuenta con 28 celdas, con una capacidad cada una de 320 posiciones para unidades de disposición tipo CE-2A. Las celdas se encuentran agrupadas en dos plataformas. 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.

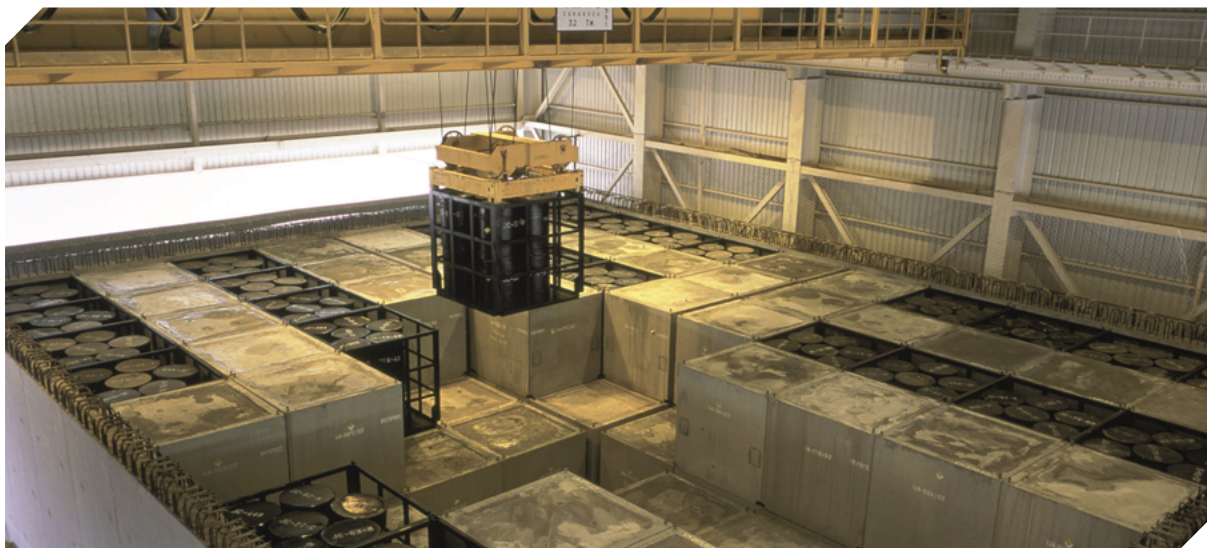


Imagen de llenado de una celda de almacenamiento definitivo de RBMA.

- Residuos de muy baja actividad (RBBA)

Desde 2008, el C.A. El Cabril cuenta con un área específica de disposición de residuos de muy baja actividad (RBBA) para cuatro celdas y volumen total autorizado de 130.000 m³. Actualmente están construidas dos celdas con capacidad total de almacenamiento de aproximadamente 90.000 m³. Cada celda consiste en un vaso excavado en el terreno sobre el que se han dispuesto una serie de capas de materiales de drenaje y de impermeabilización que impiden la dispersión de los posibles lixiviados en el medio. De esta manera, se pueden disponer definitivamente este tipo de materiales contaminados, provenientes sobre todo del desmantelamiento de instalaciones, cuya actividad específica es cientos de veces menor que la de los RBMA que se almacenan actualmente en la otra zona de C.A. El Cabril.



Imagen del interior de la celda de almacenamiento de RBBA en el C.A. El Cabril.

Los RBBA llegan al C.A. El Cabril en bidones, sacas o contenedores metálicos, y son enviados directamente a la celda o recepcionados transitoriamente en el Edificio Tecnológico. Este dispone de sistemas para el estabilizado mediante inertización y de relleno de huecos.

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

Nombre de la instalación	Ubicación (Provincia)	Propósito principal	Otras características
Central Nuclear Almaraz I	Cáceres	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones para la gestión de los residuos propios por la operación de cada una de las centrales nucleares
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	
Central Nuclear Ascó II	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear de Cofrentes	Valencia	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear Sta. M. Garoña	Burgos	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear de Trillo	Guadalajara	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear José Cabrera	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 y operación durante la fase de latencia
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
C.A. El Cabril	Córdoba	Almacenamiento temporal	3 módulos de hormigón + edificio de recepción transitoria + almacén de fuentes y material nuclear
		Disposición final	28 celdas de hormigón armado cerca de superficie para RBMA
			2 celdas en trinchera para RBBA

Tabla 5. Instalaciones de gestión de residuos radiactivos.

D.4. Inventario RRRR almacenamiento temporal o definitivo

La tabla 6 muestra el inventario de residuos radiactivos a **31 de diciembre de 2023**.

Nombre de la instalación	Tipo de instalación	Tipo de residuo	Volumen (m³)
C.N. Almaraz I-II	C.N.	RBBA	1.056
		RBMA	983
C.N. Vandellós II	C.N.	RBBA	324
		RBMA	180
C.N. Ascó I-II	C.N.	RBBA	937
		RBMA	374
C.N. Cofrentes	C.N.	RBBA	977
		RBMA	1.542
C.N. Sta Mª Garoña	C.N.	RBBA	175
		RBMA	49
C.N. Trillo	C.N.	RBBA	19
		RBMA	56
C.N. José Cabrera	C.N.	RBBA	3.001
		RBMA	0
		Residuos Especiales (RE)	31
C.N. Vandellós I	C.N.	RBBA	757
		RBMA	1.576
		RE	154
Fábrica de elementos combustibles de Juzbado	Fábrica de elementos combustibles	RBBA	227
		RBMA	71
Ciemat	Centro de investigación	RBBA	0
		RBMA	3
C.A. El Cabril	Almacenamiento temporal	RBBA	616
		RBMA	151
	Disposición final	RBBA	25.670
		RBMA	36.157

Tabla 6. Inventario de residuos radiactivos.

D.5. Instalaciones en fase de clausura

- Central Nuclear Vandellós I

La Central Nuclear Vandellós I 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 entonces Ministerio de Industria y Energía aceptó en 1992 la alternativa de desmantelamiento propuesta por Enresa para su completo desmantelamiento en dos fases. El Plan consistía en el desmantelamiento parcial de la instalación (Nivel 2 del OIEA) seguido de un período de latencia de unos 25 años hasta su desmantelamiento total (Nivel 3 del OIEA).



Imagen de la Central Nuclear Vandellós I en desmantelamiento, actualmente en proceso de latencia.

Aunque el proyecto de desmantelamiento a nivel 2 finalizó en junio de 2003, no fue hasta el 17 de enero de 2005 cuando formalmente comenzó la fase de latencia, tras emitirse la Resolución Ministerial. Durante este periodo, se vienen realizando las actividades de vigilancia y control que permitan, pasado el periodo de espera establecido, acometer debidamente el desmantelamiento completo de la instalación y su emplazamiento.

- Central Nuclear José Cabrera

La Central Nuclear José Cabrera dejó de operar 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 ya se indicó en el Quinto Informe Nacional, Enresa asumió, por la Orden Ministerial de 1 de febrero de 2010, la titularidad de la instalación para su desmantelamiento.

De acuerdo con la estrategia fijada por el Sexto PGRR, la central está siendo desmantelada aplicando la estrategia de desmantelamiento inmediato y completo del OIEA, con el objetivo de liberar el emplazamiento para otros usos.

Como se ha indicado apartados anteriores, el combustible gastado se encuentra actualmente almacenado en un ATI dentro del emplazamiento de la central.

En 2022, el Pleno del CSN apreció favorablemente una revisión actualizada del Plan de Restauración del Emplazamiento (PRE) de la central nuclear José Cabrera. Dicho plan fue presentado por el titular de la instalación, Enresa, quien prevé mantener bajo control regulador la parte del emplazamiento en la que se ubica el ATI y liberar del control regulador nuclear el resto del terreno.

La presentación ante el CSN se realizó por parte del titular en cumplimiento de la condición 12 de la autorización de desmantelamiento, la cual establece que, al menos un año antes de la fecha prevista para finalizar las actividades de restauración del emplazamiento que se pretenda liberar del control regulador, el titular debe presentar al CSN una revisión actualizada del mencionado Plan de restauración para su apreciación favorable.

En esta nueva revisión del PRE se encuentran recogidos, como aspectos más relevantes, los derivados de las campañas de caracterización radiológica del emplazamiento efectuadas durante la ejecución de las actividades de desmantelamiento, los niveles de liberación a aplicar en la verificación final del estado radiológico del emplazamiento, la justificación del escenario de liberación con restricciones finales de uso, la actualización del estado físico del emplazamiento y la descripción de todos los programas de vigilancia de aguas subterráneas que se llevan a cabo en la actualidad.

Tras la implementación de este Plan, el titular deberá elaborar y remitir al CSN un informe de verificación del estado radiológico final que servirá para documentar el cumplimiento de los criterios radiológicos aplicables de cara a la liberación de parte o de la totalidad del emplazamiento.

- Central Nuclear Santa María de Garoña

La Central Nuclear Santa María de Garoña dejó de operar en diciembre de 2012. La central es del tipo BWR y media potencia (460 MW). Fue la segunda central nuclear en explotación en España tras el comienzo de su actividad en el año 1971.

Enresa asumió, por la Orden Ministerial de 17 de julio de 2023, la titularidad de la instalación para su desmantelamiento. Desde entonces y, de acuerdo con la estrategia fijada

por el PGRR en vigor, la central está siendo desmantelada aplicando la estrategia de desmantelamiento inmediato y completo del OIEA, con el objetivo de liberar el emplazamiento para otros usos. Como singularidad, esta estrategia reconoce dos fases:

- Fase 1: incluye la descarga del combustible gastado desde la piscina, su posterior almacenamiento seguro en la instalación ATI situada en el propio emplazamiento, la modificación del edificio de turbinas, campañas iniciales de caracterización radiológicas, descontaminación de sistemas y desmontaje de instalaciones convencionales.
- Fase 2: desmantelamiento final de los edificios de carácter radiológico, la descontaminación, desclasificación y demolición de edificios, y, finalmente la restauración del emplazamiento.

La primera fase se realizará en el periodo 2023-2027 en tanto que la segunda se desarrollará previsiblemente durante el periodo 2027-2033, y deberá asimismo autorizarse por el MITERD, previo informe del CSN, y ser sometida a evaluación de impacto ambiental.

Como se ha indicado anteriormente, la mayor parte del combustible gastado se encuentra actualmente almacenado en la piscina. En el ATI situado dentro del emplazamiento de la central hay, a fecha de cierre del informe, un contenedor cargado.

Como conclusión a los desmantelamientos de centrales nucleares, cabe destacar que el desmantelamiento parcial llevado a cabo en la C.N. Vandellós I y el desmantelamiento total de la C.N. José Cabrera, en curso desde 2010, han permitido ubicar a España en el grupo de países con experiencia integral en esta área. La realización del proyecto de desmantelamiento de la C.N. José Cabrera ha sido posible por la existencia de una infraestructura técnica, administrativa, institucional y empresarial suficiente en el país para garantizar la financiación de los costes, la aplicación de las tecnologías necesarias y la gestión adecuada de los residuos radiactivos generados, incluido su almacenamiento definitivo.

La experiencia descrita ha permitido el desarrollo de un conjunto de capacidades de diverso tipo que están plenamente disponibles en la actualidad. De forma ligada a lo anterior, se han desarrollado y se dispone de herramientas genéricas y específicas para la planificación, organización, gestión y optimización de las actividades de desmantelamiento. Asimismo, se han actualizado los costes de desmantelamiento previstos para las centrales nucleares, tomando como referencia las lecciones aprendidas del análisis de costes reales del desmantelamiento de C.N. José Cabrera.

La experiencia acumulada en los proyectos de C.N. Vandellós I y C.N. José Cabrera, tanto en los aspectos organizativos y documentales como en las interacciones con el CSN y otras autoridades implicadas, será clave para la planificación y ejecución del resto de desmantelamientos y, particularmente, del desmantelamiento de C.N. Santa María de Garoña, en parada definitiva desde agosto de 2017 y desde julio de 2023 en proceso de desmantelamiento.

Asimismo, la experiencia adquirida en la integración de las actividades de desmantelamiento y la gestión de residuos, en las tecnologías aplicadas para el desmantelamiento de los grandes componentes y en las prácticas de reducción de volumen implantadas, será muy relevante en la planificación y ejecución de futuros proyectos de desmantelamiento.

- Instalaciones del Ciemat

El Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC) consiste en el desmantelamiento de 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 está controlado y supervisado por el CSN y el MITERD. Durante su ejecución las actividades se han llevado a cabo por Enresa en su mayor parte, aunque el Ciemat mantiene su responsabilidad como titular de la instalación y proporciona el apoyo necesario.

Enresa ha colaborado con Ciemat en el desmantelamiento de algunas instalaciones obsoletas, incluida la gestión y expedición de residuos al C.A. El Cabril. **Durante el periodo 2020-2023 se ha continuado con las actividades de desclasificación y restauración de las diferentes instalaciones y terrenos. Entre otras actividades, se ha avanzado en las actividades de desclasificación de materiales de la zona PIMIC.**

Enresa continuará apoyando a Ciemat en la fase final de este proyecto en el ámbito de la gestión de residuos remanentes, incluidos los procesos de caracterización, descontaminación, desclasificación y retirada de terrenos contaminados.

- Planta Quercus de fabricación de concentrado de uranio de Saelices el Chico (Salamanca)

La Planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio está situada en el centro minero de Saelices el Chico en la provincia de Salamanca. Se encuentra en situación de parada definitiva desde el año 2003, tras la Orden del Ministerio de Economía del 14 de julio de 2003, que declaró el cese de explotación.

En el momento actual, las actividades de la instalación se centran en el tratamiento de los efluentes líquidos recogidos en los distintos drenajes del emplazamiento minero existente en la zona (aguas de corta) y de los líquidos sobrenadantes del dique de estériles para su acondicionamiento y vertido.

Enusa Industrias Avanzadas S.A., S.M.E. (Enusa), como titular de la planta, solicitó la autorización de desmantelamiento y cierre con fecha 14 de septiembre de 2015 conforme a las modificaciones introducidas a raíz de la entrada en vigor del Real Decreto 102/2014 para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, solicitud que actualmente está siendo evaluada por el CSN y que fue abordada en profundidad en el Séptimo informe nacional.

- Otras instalaciones y emplazamientos

Se ha continuado con las actividades de vigilancia y mantenimiento, con el alcance y duración requerido por el CSN, en todos aquellos emplazamientos restaurados de la minería/fabricación de concentrado de uranio que se encuentran en fase de Cumplimiento (Planta Elefante y

emplazamientos mineros restaurados en Saelices El Chico y Fábrica de Uranio de Andújar) o en fase de vigilancia a largo plazo posterior a la Declaración de Clausura (Planta Lobo-G), que tienen como fin principal verificar el cumplimiento de los objetivos ambientales y radiológicos del Proyecto de Restauración.

D.6. Instalaciones clausuradas

En el periodo que media entre la realización del Quinto informe nacional y la de este, no se han otorgado declaraciones de clausura a ninguna instalación, por lo que la situación de instalaciones clausuradas es la misma que en aquel Quinto informe nacional.

E

Sección E.

Sistema legislativo y regulador

Esta sección comprende los requisitos previstos en los artículos 18, 19 y 20 de la Convención sobre el sistema legislativo y regulador.

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 para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD) y el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) 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 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.

El marco legislativo y regulador por el que se rige la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos RR.RR. y el combustible gastado CG se encuentra integrado en un marco más amplio, como es el correspondiente al de la regulación de la energía nuclear, y está compuesto por un corpus legislativo que consta de leyes, reglamentos e Instrucciones de Seguridad (estas últimas emitidas por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)), cuya recopilación se detalla en el [anexo A](#) y cuyas novedades principales se desarrollan en los artículos [19.2](#) y [19.3](#). El régimen de autorizaciones (detallado en [anexo B](#)) no ha sufrido novedades significativas, como tampoco el de inspecciones, el sancionador o el de asignación de responsabilidades (todos ellos resumidos en el artículo [19.1](#)).

19.1. Aspectos generales del marco regulador

Es función del Gobierno aprobar los desarrollos normativos de las leyes aprobadas por el Parlamento, siendo en la actualidad el MITERD 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 MITERD 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 CSN, quien da traslado al MITERD de las propuestas para su tramitación ante el Gobierno.

El CSN está facultado para emitir su normativa propia mediante la aprobación de Instrucciones, que son normas técnicas en materia de seguridad nuclear, protección radiológica, emergencias 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. También puede emitir Instrucciones Técnicas Complementarias e Instrucciones Técnicas, 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, o bien son emitidas por el CSN en el ejercicio de sus competencias. Por último, el CSN emite Circulares y Guías, que son, respectivamente, documentos técnicos de carácter informativo y recomendaciones técnicas que no tienen carácter vinculante.

Un compendio de las principales disposiciones vinculantes con rango de Ley, Reglamento o Instrucción del CSN que resultan de aplicación en el ámbito de esta Convención puede encontrarse en el [anexo A](#).

- Procedimiento de autorización

La Ley 25/1964, sobre Energía Nuclear (LEN), establece el régimen de otorgamiento de autorizaciones de instalaciones nucleares y radiactivas y prohíbe expresamente la utilización o el almacenamiento de combustible nuclear y residuos radiactivos sin haber obtenido la correspondiente autorización. Dicho régimen, que ha sido sometido a sucesivas enmiendas desde su aprobación, es desarrollado por el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999.

Conforme a dicho régimen, corresponde al MITERD 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. Previamente al otorgamiento de cualquier autorización a una instalación nuclear o radiactiva, el MITERD debe solicitar informes a todas las autoridades competentes en razón de la materia. Por 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 establece cuando es positivo. Por su parte, corresponde a la Secretaría de Estado de Medio Ambiente del MITERD la emisión de la Declaración de Impacto Ambiental en los proyectos que así lo requieran. Asimismo, las Comunidades Autónomas son consultadas en materia de ordenación territorial y medio ambiente. Información más detallada

1 Según se clasifican tales instalaciones en el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por R.D. 1836/1999, de 3 de diciembre.

2 El Estado Español está compuesto por diecisiete Comunidades Autónomas más las ciudades autónomas de Ceuta y Melilla. La autorización de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría se encuentra transferida a los Gobiernos autonómicos de Aragón, Asturias, Cantabria, Castilla y León, Cataluña, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Murcia, Islas Baleares, Islas Canarias, La Rioja, Navarra, País Vasco y Valencia.

en relación con el procedimiento de autorización de instalaciones nucleares y radiactivas puede encontrarse bajo el [anexo B](#).

Por otra parte, 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.

- Sistema de inspección y evaluación de las instalaciones

Conforme a las funciones atribuidas al CSN por la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, este Organismo llevará a cabo la inspección y control de las instalaciones nucleares y radiactivas en cada una de las fases de su vida, con objeto de comprobar que se desarrollan de acuerdo con la normativa en vigor y con los límites y condiciones de las autorizaciones otorgadas. Las actas de inspección del CSN se publican en su página web, previa eliminación de los datos que puedan afectar a la confidencialidad 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.

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

- Régimen sancionador

El régimen sancionador en materia de energía nuclear se establece en el Capítulo XIV (artículos 85 a 93) de la LEN. Los aspectos principales del régimen sancionador se describieron en profundidad en el Tercer Informe Nacional.

El Consejo de Seguridad Nuclear propondrá, en su caso, la iniciación del correspondiente expediente sancionador respecto de aquellos hechos que pudieran ser constitutivos de infracción en materia de seguridad nuclear, protección radiológica o protección física, poniendo en conocimiento de la Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD, órgano al que corresponde incoar el expediente, tanto los hechos constitutivos de la infracción apreciada como las circunstancias relevantes que sean necesarias para su adecuada calificación.

Asimismo, iniciado un expediente sancionador en materia de seguridad nuclear, protección radiológica o protección física, el Consejo de Seguridad Nuclear emitirá, con carácter preceptivo, un informe para la adecuada calificación de los hechos objeto del procedimiento. Este informe se emitirá cuando dicha iniciación no fuera a propuesta del Consejo de Seguridad Nuclear, o en el supuesto en que, habiéndolo sido, consten en dicho procedimiento otros datos además de los comunicados por dicho Consejo.

Adicionalmente a lo anterior, la LEN contempla la facultad del CSN de adoptar directamente medidas coercitivas, como son los apercibimientos, con las correspondientes multas asociadas a estos, y las amonestaciones.

La Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD tramitará los expedientes sancionadores a las instalaciones nucleares y radiactivas, excepto para las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría para las que la competencia se haya transferido a los Gobiernos de las Comunidades Autónomas. Asimismo, elevará las propuestas de sanción a la autoridad sancionadora que determina la legislación de acuerdo con la gravedad de la infracción que, en el ámbito de la Administración General del Estado, son: el Consejo de Ministros, el titular del MITERD o el titular de la Dirección General de Política Energética y Minas.

- Asignación de responsabilidades

La asignación de funciones y responsabilidades dentro del ordenamiento jurídico en materia de energía nuclear continúa siendo esencialmente la misma que existía anteriormente. El marco legal y reglamentario para la gestión del combustible gastado y la gestión de los residuos radiactivos, que se integra en el marco general por el que se regula la energía nuclear en España, establece claramente las responsabilidades de los diferentes actores. A continuación, únicamente se describe la responsabilidad que corresponde a los generadores de residuos radiactivos y a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S. A., S.M.E. (Enresa), puesto que la distribución de funciones entre las autoridades competentes se describe ampliamente en el [artículo 20](#).

El Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, establece que la responsabilidad principal respecto del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos será de quienes los hayan generado o, en su caso, del titular de la autorización a quien se haya encomendado esa responsabilidad. Los responsables instaurarán y aplicarán sistemas integrados de gestión, incluida la garantía de calidad, que otorguen la debida prioridad a la seguridad en la gestión global del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, y puedan ser objeto de verificación periódica.

Conforme al artículo 38 bis de la LEN, 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. Se encomienda a Enresa la gestión de este servicio público, de acuerdo con lo establecido en el Plan General de Residuos Radiactivos aprobado por el Gobierno. Ello sin perjuicio de las responsabilidades que correspondan a los generadores de estos materiales o a los titulares de las autorizaciones a quienes se haya encomendado dicha responsabilidad, de acuerdo con lo señalado en el apartado anterior. Las funciones de Enresa se regulan actualmente por medio del Real Decreto 102/2014.

Enresa, de capital íntegramente público, fue creada por Real Decreto en 1984, y está participada por el Ciemat, un centro de investigación nacional adscrito al **Ministerio de Ciencia, Innovación y Universidades**, y la SEPI (Sociedad Española de Participaciones Industriales), un ente de Derecho Público adscrito al **Ministerio de Hacienda**. La tutela de Enresa corresponde al MITERD, 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 las propuestas de Planes Generales de Residuos Radiactivos (PGRR), que posteriormente remite al MITERD para su revisión y tramitación ante el Gobierno, así como la gestión administrativa y financiera del Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, bajo la supervisión de un Comité de Seguimiento del Fondo y la fiscalización de las autoridades económico-financieras competentes de la Administración del Estado.

Con objeto de que Enresa desempeñe las actividades relativas a la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, los titulares de instalaciones nucleares y radiactivas, así como los titulares de instalaciones o actividades no sujetas al régimen de autorizaciones de la legislación nuclear, están obligados a suscribir con Enresa unas especificaciones técnico-administrativas aprobadas por el MITERD, con el informe previo del Consejo de Seguridad Nuclear, en las que se definen las condiciones de recepción de los mismos por parte de Enresa, algunas de las cuales ya fueron aprobadas, sustituyendo a los anteriores “contratos tipo” que venían rigiendo estas obligaciones.

19.2. Novedades en las principales disposiciones legislativas y reglamentarias que regulan la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos

En el presente apartado se describen las novedades, habidas o en curso, en las disposiciones normativas con rango de ley o de reglamento en el ámbito de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos.

- **Modificación de la LEN, en relación con los terrenos contaminados radiológicamente, mediante el Real Decreto-ley 6/2022, de 29 de marzo, por el que se adoptan medidas urgentes en el marco del Plan Nacional de respuesta a las consecuencias económicas y sociales de la guerra en Ucrania.**

Con objeto de abordar la problemática que plantea la existencia de suelos contaminados radiológicamente, como resultado de actividades industriales o de incidentes ocurridos en el pasado, se concluyó la necesidad de modificar la LEN con el fin de dar base legal a algunas de las disposiciones que se consideraba necesario incluir en una norma mediante la que se declarara un suelo como contaminado radiológicamente y se establecieran las medidas para su rehabilitación.

Esta modificación legal se llevó a cabo mediante la disposición final primera del Real Decreto-ley 6/2022, de 29 de marzo, por el que se adoptan medidas urgentes en el marco del Plan Nacional de respuesta a las consecuencias económicas y sociales de la guerra en Ucrania, y en ella, entre otras cosas, se incluyen las definiciones de “Suelo o terreno contaminado radiológicamente” y de “Suelo o terreno con restricciones de uso” y se establecen

una serie de obligaciones, tanto para los titulares de actividades potencialmente contaminantes del suelo con radionucleidos y los propietarios de tales suelos, como para el Gobierno.

Dentro de las obligaciones establecidas para el Gobierno, se incluye la regulación de la declaración de estos suelos como contaminados radiológicamente o con restricciones de uso, su inventario, los sujetos responsables de la descontaminación y restauración, y los mecanismos, tanto para su ejecución voluntaria, como para su ejecución tras haber sido dictada la declaración.

Por último, cabe destacar que mediante este real decreto-ley se incorpora parcialmente al derecho español la *Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogan las Directivas 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom y 2003/122/Euratom*.

- *Ley 11/2023, de 8 de mayo, de trasposición de Directivas de la Unión Europea en materia de accesibilidad de determinados productos y servicios, migración de personas altamente cualificadas, tributaria y digitalización de actuaciones notariales y registrales; y por la que se modifica la Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos.*

Mediante la Ley objeto de este epígrafe se adapta nuestro ordenamiento jurídico existente en materia de responsabilidad civil por daños nucleares a la normativa internacional aplicable, tras la entrada en vigor de los Protocolos de 2004 de enmienda del Convenio de París, de 29 de julio de 1960, sobre la Responsabilidad Civil en Materia de Energía Nuclear, y de su Complementario de Bruselas, de 31 de enero de 1963; mediante la introducción de las necesarias modificaciones en la *Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos*.

Podrá encontrarse un desarrollo exhaustivo de esta cuestión bajo el artículo 21.2, más adelante.

- *Real Decreto 451/2020, de 10 de marzo, sobre control y recuperación de las fuentes radiactivas huérfanas.*

España dispone, desde hace décadas, de un riguroso sistema de control regulador para el uso y posesión de las fuentes radiactivas, que se fundamenta en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) y el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes. No obstante, no puede descartarse la existencia de fuentes radiactivas que estén al margen de este sistema de control (fuentes huérfanas), bien porque estas hayan sido utilizadas antes de la implantación del referido sistema de control, o porque proceden de otros países mezcladas con otras mercancías, como pueden ser el caso de materiales metálicos destinados al reciclaje.

Sobre la base de lo anterior, en el año 2016, se creó un grupo de trabajo entre representantes del entonces Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital (actual MITERD) y el CSN, para la trasposición de la *Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre*

de 2013, por la que se dictaron normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogaron las Directivas 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom y 2003/122/Euratom; en lo relacionado con los materiales metálicos. Finalmente, en 2020, y al objeto de avanzar en dicha transposición, se publicó el Real Decreto 451/2020 de 10 de marzo, sobre control y recuperación de las fuentes radiactivas huérfanas.

El Real Decreto 451/2020, de 10 de marzo, sobre control y recuperación de las fuentes radiactivas huérfanas establece las medidas, los requisitos de vigilancia y control, y los procedimientos de actuación, en caso de detección o procesamiento de fuentes, que se deberán adoptar en las instalaciones destinadas a la recuperación, almacenamiento o manipulación de materiales metálicos para su reciclado.

El real decreto persigue la adopción de medidas que refuercen la protección radiológica de los trabajadores y de los miembros del público, además de la seguridad de las propias fuentes radiactivas huérfanas. Entre estas medidas, podemos citar el establecimiento de requisitos de vigilancia y control radiológico en las instalaciones donde es más probable que aparezcan fuentes huérfanas, como las instalaciones destinadas a la recuperación, almacenamiento o manipulación de materiales metálicos para su reciclado, y los lugares con un tránsito importante de personas o mercancías. Además, se establecen procedimientos de actuación claros y estructurados, que se deben adoptar en las instalaciones en caso de detección o procesamiento de fuentes, siendo prioritaria la protección de los trabajadores y de los miembros del público, así como la seguridad de la propia fuente.

Yendo al detalle, una de las principales novedades de este real decreto es la habilitación de un registro en el MITERD, en el que se deben inscribir las instalaciones destinadas a la recuperación, almacenamiento o manipulación de materiales metálicos para su reciclado.

Además, se fijan unos requisitos de instrumentación que se deben cumplir en estas instalaciones, y que dependen del tipo de actividad que se lleve a cabo en las mismas y de la cantidad de materiales metálicos que procesen anualmente.

Asimismo, se contempla la existencia de otros acuerdos de carácter voluntario, como el Protocolo de Colaboración para la Vigilancia Radiológica de los Materiales Metálicos, y el Protocolo Español de Actuación en caso de Movimiento Inadvertido o Tráfico Ilícito de Material Nuclear y Radiactivo en Puertos de Interés General.

En relación con lo anterior, se puede decir que, gran parte de los objetivos que se persiguen con la Directiva 2013/59/Euratom, ya habían sido adoptados por España con la adopción de los referidos protocolos, si bien, con la aprobación de este real decreto, algunos de los compromisos asumidos de forma voluntaria por las partes firmantes, adquieren la condición de obligatorios.

Como se ha comentado con anterioridad, en el nuevo real decreto se introducen de manera explícita todas las actuaciones que se deberán llevar a cabo cuando se detecten fuentes radiactivas huérfanas, tanto si es una instalación que posee una titularidad como si es en puerto marítimo de interés general, lugares importantes de tránsito de personas o mercancías, como en el caso de aparición de fuentes huérfanas en lugares públicos.

Asimismo, se define un régimen de inspecciones, cuya competencia le corresponde al CSN, para verificar que las instalaciones cumplen con todo lo indicado en el real decreto; y se incluye un articulado sobre infracciones y sanciones de acuerdo con lo establecido en la LEN.

Por último, pero no menos relevante, un aspecto importante que introduce el nuevo real decreto es el alcance de la formación e información que deben poseer los trabajadores de las instalaciones involucradas. Esta formación deberá ser impartida por los técnicos acreditados en protección radiológica de los propios titulares o de Unidades Técnicas de Protección Radiológica autorizadas por el CSN para prestar los servicios de asesoramiento en materia de recuperación de fuentes huérfanas.

- *Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, aprobado por el Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre.*

El Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes tiene por objeto realizar una transposición parcial de la Directiva 2013/59/Euratom, en lo relativo a la protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, derogando así el anterior Reglamento aprobado por el Real Decreto 783/2001.

Asimismo, el nuevo reglamento incorpora también los preceptos del *Real Decreto 413/1997, de 21 de marzo, sobre protección operacional de los trabajadores externos con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada*, que también queda derogado. De esta forma, se garantiza que los trabajadores externos reciben la misma protección que los trabajadores expuestos empleados por una empresa que realice prácticas con fuentes de radiación.

Entre las principales novedades que introduce este nuevo reglamento se encuentran, en relación con la exposición externa, la incorporación de la metodología recogida en la Publicación 116 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica. Por otro lado, en relación con la exposición interna, se tiene en consideración lo establecido en la Publicación 103 de la citada Comisión.

Por otra parte, se mantienen los actuales límites de dosis efectiva para personas en formación y miembros del público, no siendo así para el caso de trabajadores expuestos, donde ya no se permite hacer un promedio a lo largo de cinco años para garantizar el cumplimiento de los límites, excepto en las circunstancias especiales especificadas. Por otra parte, se reduce el límite de dosis equivalente para el cristalino en la exposición ocupacional.

La protección frente a la exposición a la radiación natural, en lugar de tratarse separadamente en un título específico, se integra en los requisitos globales. En particular:

- Se establece la obligación del Gobierno de impulsar y aprobar un Plan Nacional contra el Radón, con el objetivo de reducir el riesgo que la exposición a largo plazo a este gas supone para la salud de la población.

- Se establece el nivel de referencia para la concentración de radón en recintos cerrados y se especifican las obligaciones en lo relativo al cumplimiento de este nivel.
- Se establece, en el caso de las exposiciones ocupacionales al radón, el nivel de dosis anual a partir del cual la exposición de los trabajadores deberá gestionarse como una situación de exposición planificada.
- Se establece un nivel de referencia para la exposición en recintos cerrados a la radiación gamma emitida por los materiales de construcción, incluyéndose una lista de los tipos de materiales que requieren control para garantizar el cumplimiento de este nivel.
- La exposición del personal de tripulación de aeronaves y vehículos espaciales a la radiación cósmica se considera una situación de exposición existente que se gestiona como situación de exposición planificada.

Por otro lado, se mantiene la prohibición de añadir de forma deliberada sustancias radiactivas a determinadas categorías de productos de consumo.

Asimismo, se prohíbe la exposición deliberada de personas para la obtención de imágenes no médicas, salvo en los casos en que dichas prácticas hayan sido expresamente justificadas y autorizadas.

Por otra parte, se establecen los principios generales relativos a intervenciones y se introducen nuevos niveles de referencia asociados a las situaciones de exposición de emergencia, tanto para el personal de intervención en emergencia como para los miembros del público, en aras de profundizar en el principio de optimización, regulándose otros aspectos relativos a estas situaciones en la normativa derivada de la Ley 17/2015, de 9 de julio, del Sistema Nacional de Protección Civil.

Por último, se clarifican los cometidos y responsabilidades de los expertos y servicios de protección radiológica que proporcionan asesoramiento específico en protección radiológica y realizan las funciones en esta materia que en ellos recaen.

- *Resolución de 21 de marzo de 2023, de la Subsecretaría, por la que se publica el Acuerdo por el que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes en el ámbito de la protección civil.*

En el ámbito de la protección civil y las emergencias, si bien la mayor parte de la transposición de la Directiva 2013/59/Euratom se ha realizado a través del *Real Decreto 586/2020, de 23 de junio, relativo a la información obligatoria en caso de emergencia nuclear o radiológica*, todavía es necesario incorporar y adaptar cuestiones como los criterios radiológicos para la protección a la población y al personal que interviene en caso de emergencia, así como algunos otros aspectos complementarios que deben tenerse en cuenta en los planes de protección civil elaborados para dar respuesta a eventuales emergencias nucleares y radiológicas.

En este sentido, la Resolución de 21 de marzo de 2023, de la Subsecretaría, publica un importante *Acuerdo, aprobado por Consejo de Ministros en su reunión de 7 de marzo de 2023, que establece normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes en el ámbito de la protección civil.*

Dicho Acuerdo establece la Estrategia de protección de la población y el personal de intervención en caso de emergencia nuclear o radiológica por parte de la población en general, que se traduce en acciones relacionadas con la planificación, preparación, respuesta y recuperación frente a situaciones de emergencia radiológica, así como medidas preventivas para minimizar los riesgos asociados.

En el núcleo del Acuerdo se establecen principios y criterios fundamentales de protección radiológica basados en las recomendaciones internacionales y las mejores prácticas en el campo de la protección radiológica. Estos principios incluyen la justificación de las prácticas que involucran exposición a radiaciones, la optimización de la protección radiológica y la limitación de dosis de exposición.

Por último, el Acuerdo define las responsabilidades y roles de las autoridades competentes, los profesionales involucrados y otros actores relevantes en la gestión de la protección contra los peligros radiológicos en el ámbito de la protección civil. Se establecen procedimientos claros para la coordinación y colaboración entre las diferentes partes interesadas.

19.3. Novedades en las disposiciones normativas del Consejo de Seguridad Nuclear

La atribución de la capacidad normativa del CSN se establece en el artículo 2 de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear que faculta a esta Entidad para proponer al Gobierno las reglamentaciones necesarias en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, así como las revisiones que considere convenientes. Atribuye al CSN la competencia para 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, además de la protección física de instalaciones y materiales nucleares y radiactivos. Estas funciones se desarrollan de forma más extensa en el Estatuto del CSN, aprobado por Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre.

Las instrucciones son normas de obligado cumplimiento, las guías de seguridad son documentos técnicos de carácter recomendatorias para los sujetos a las que van dirigidos, y las circulares son documentos técnicos de carácter informativo.

Desde el año 2020 y hasta el 31 de diciembre de 2023 se han aprobado dos nuevas instrucciones del CSN:

- *Instrucción IS-44, de 26 de febrero de 2020, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de planificación, preparación y respuesta ante emergencias de instalaciones nucleares.*

Esta Instrucción establece los requisitos que deben cumplir los titulares de las instalaciones nucleares, para gestionar las emergencias nucleares en el nivel de respuesta interior (recogidos en el Plan de Emergencias Interior). El principal medio para prevenir y mitigar las consecuencias de los accidentes en centrales nucleares es el principio de “defensa en profundidad”, que consiste en el establecimiento de una serie de niveles de protección consecutivos e independientes referidos tanto al diseño y construcción como al funcionamiento de las mismas, que garanticen que ningún fallo técnico, humano o de organización pueda, por sí solo, dar lugar efectos perjudiciales para la salud de la población y el medio ambiente, y que las combinaciones de fallos que pudieran causar efectos perjudiciales importantes sean sumamente improbables.

- Instrucción IS-45 de 17 de noviembre de 2021, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los requisitos de seguridad durante las fases de diseño, construcción y explotación de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible nuclear, para prever su desmantelamiento y, en su caso, su desmantelamiento y cierre.

Desarrolla los requisitos comunes o niveles de referencia establecidos por WENRA (Western European Nuclear Regulators Associations) para armonizar la regulación en esta materia. Determina los criterios y requisitos de diseño para prever el desmantelamiento seguro de las instalaciones y que son de aplicación durante la vigencia de la autorización previa, de la construcción y de explotación de estas, incluyendo el periodo de cese de la explotación. Para su cumplimiento, el titular debe establecer, conjuntamente con el responsable del futuro desmantelamiento, una estrategia compatible con el PGRR, y elaborar un Plan Preliminar de Desmantelamiento.

Asimismo, se ha aprobado la modificación de una instrucción del CSN ya vigente.

- *Instrucción IS-10, revisión 2, de 7 de septiembre de 2023, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.*

Tras la publicación de la revisión 1 de esta Instrucción IS-10, de 30 de julio de 2014, y teniendo en cuenta la experiencia acumulada desde el momento de su publicación, el CSN ha aprobado una nueva revisión con el fin de facilitar y clarificar la notificación de los sucesos acaecidos en centrales nucleares, modificando tanto las condiciones generales de notificación, como los tipos de sucesos a notificar.

También han influido en su revisión los cambios normativos como el *Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares*, cuyo preámbulo hace referencia al “énfasis en la notificación temprana de sucesos”, cuyo artículo 32 indica que el titular debe “llevar a cabo la notificación a la autoridad competente de los sucesos con impacto potencial en la seguridad de la instalación” y, finalmente, cuya Disposición adicional quinta 1.g), indica que se aplica la IS-10.

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, incluida la nuclear, y la de gestión de los residuos radiactivos, así como dictar normas reglamentarias a propuesta de los ministerios con competencias en estas materias.

En consecuencia, el Gobierno dictará normativa con el rango de real decreto y aprobará los desarrollos regulatorios de las leyes aprobadas por el Parlamento español. Actualmente, el MITERD es el departamento ministerial responsable de proponer y tramitar propuestas regulatorias en el área de energía nuclear. Cuando esas propuestas se refieren específicamente a la seguridad nuclear o la protección radiológica, tal iniciativa corresponde al CSN.

Respecto a los residuos radiactivos, de conformidad con el artículo 38 bis de la LEN, el Gobierno es responsable de definir la política de gestión de residuos radiactivos, incluyendo el combustible gastado, y el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares, a través de la aprobación del PGRR.

Asimismo, el Gobierno es responsable de revisar las tarifas del Fondo con el que se financian las actividades del PGRR, basándose en un informe económico-financiero actualizado del coste de las actividades correspondientes, como se establece en la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, declarado vigente por la Ley 24/2013, de 26 de diciembre, del Sector Eléctrico.

- El Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico

Es el departamento ministerial de la Administración General del Estado al que corresponde otorgar, modificar, suspender o revocar las autorizaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas³, sujeto a los informes preceptivos y, en su caso, vinculantes⁴ del CSN en lo que respecta a la seguridad nuclear y protección radiológica, así como a los informes que deban emitir

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

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

otros departamentos u órganos de la Administración General del Estado en otras materias con arreglo a lo dispuesto en su normativa específica. 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 legal⁵, se hayan transferido las funciones ejecutivas atribuidas al MITERD.
- El CSN que, de acuerdo con lo dispuesto en la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del CSN 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 e independiente de los del Estado.

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 este último y los Gobiernos Autonómicos.

Respecto a la relación con las Cortes, la Comisión competente del Congreso de los Diputados realiza el seguimiento de las actividades del CSN, a través del informe que el CSN remite con periodicidad anual, 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 MITERD 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 de la Secretaría de Estado de Energía del MITERD para todo lo que se refiere a la tramitación de las autorizaciones en todas las fases de selección de emplazamiento, construcción, explotación, operación y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas. Corresponde al MITERD solicitar los informes preceptivos y, en su caso, 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.

5 Concretamente, la autorización de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría se encuentra transferida a los Gobiernos autonómicos de Aragón, Asturias, Cantabria, Castilla y León, Cataluña, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Murcia, Islas Baleares, Islas Canarias, La Rioja, Navarra, País Vasco y Valencia.

Asimismo, el CSN se relaciona con la Secretaría de Estado de Medioambiente (SEMA) del MITERD, fundamentalmente, mediante la participación en los procedimientos de evaluación de impacto ambiental, en lo relativo a la evaluación del impacto radiológico ambiental de las instalaciones que puedan provocar un impacto de este tipo.

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 MITERD, los principales departamentos ministeriales con los que se relaciona el CSN son:

- Ministerio del Interior y Ministerio de Defensa, en materia de gestión de emergencias, protección física y protección civil ante riesgo radiológico.
- Ministerio de Educación, Formación Profesional y Deportes y el Ministerio de Ciencia, Innovación y Universidades, en materia de formación de profesores de enseñanza secundaria.
- Ministerio de Sanidad: El CSN colabora con este Ministerio en materias relacionadas con la protección radiológica (protección del paciente, de los trabajadores, del público y del medio ambiente).
- Ministerio de Asuntos Exteriores, Unión Europea y Cooperación.

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

En lo que respecta al MITERD, 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 MITERD por el RINR, en relación con las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría.

Adicionalmente, el MITERD 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, al objeto de que puedan plantear las alegaciones oportunas en materia de ordenación del territorio o medioambiente.

Por otra parte, en lo que respecta al CSN, de conformidad con lo dispuesto en la Ley 15/1980, este puede encomendar a las Comunidades Autónomas el ejercicio de funciones atribuidas a este Organismo, con arreglo a los criterios generales que para su ejercicio el propio CSN acuerde. Se firman a tal efecto acuerdos de encomienda, en los que las competencias atribuidas al CSN en la legislación, permanecen bajo su responsabilidad. Actualmente, el CSN tiene firmados acuerdos de encomienda con nueve comunidades autónomas: Principado de Asturias, Cataluña, Galicia, Islas Baleares, Islas Canarias, Murcia, Navarra, País Vasco y Valencia. 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, según el Estatuto del CSN, este 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 para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico

20.1.1. Estructura orgánica

En la actualidad, *el Real Decreto 1009/2023, de 5 de diciembre, por el que se establece la estructura orgánica básica de los departamentos ministeriales*, establece el modelo organizativo de la Administración General del Estado, en el cual se encuentra el MITERD así como los órganos superiores y directivos de los que se compone.

Dentro del MITERD, la Secretaría de Estado de Energía es el Órgano superior en materia de energía, y, dentro de esta, la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) 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 DGPEM, la Subdirección General de Energía Nuclear (SGEN) es el Órgano ejecutivo, que se encarga de la ejecución práctica de dichas funciones. Adicionalmente, la SGEN se relaciona con otros órganos directivos y servicios generales del MITERD, 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 o la Abogacía del Estado para apoyo y consultas jurídicas, entre otras.

En el [anexo F.1](#) de este informe se incluye un organigrama del MITERD, 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 MITERD es una de las autoridades con competencias y funciones dentro del sistema regulador español en materia de energía y, en particular, en materia de energía nuclear. Debe aclararse que la generación de energía eléctrica en España está plenamente liberalizada, por lo que las actuaciones del Gobierno, a través

del MITERD, se limitan al establecimiento de una planificación energética indicativa y a regular los diferentes sectores energéticos. En consecuencia, el MITERD no ejerce ninguna función ni en el desarrollo ni en la promoción de la energía nuclear.

Las competencias en materia de energía nuclear atribuidas a los diferentes órganos no se han visto modificadas sustancialmente respecto al **Séptimo** informe nacional. El MITERD ejerce las siguientes competencias y funciones que entran dentro del ámbito de la Convención Conjunta:

- Concede las autorizaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas, excepto de aquellas instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría ubicadas en Comunidades Autónomas que tengan transferidas las funciones ejecutivas que corresponden a la Administración General del Estado, previo informe favorable del CSN.
- Elabora propuestas normativas y aplica el régimen sancionador establecido en la LEN. Cuando los desarrollos reglamentarios se refieren a la seguridad nuclear o a la protección radiológica, corresponde al CSN elaborar las propuestas.
- 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.).
- Define la política de gestión de residuos radiactivos.
- Contribuye a la definición de la política de I+D, en coordinación con el **Ministerio de Ciencia, Innovación y Universidades**. A tal efecto, a iniciativa del MITERD, se estableció en el año 1999 un Comité Estratégico de I+D sobre Energía Nuclear (CEIDEN)⁶, 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 MITERD, 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 estos, y participar en programas internacionales. En el ámbito de la protección radiológica, en 2014 se constituyó la Plataforma Nacional de I+D en Protección Radiológica (PEPRI), que tiene como objetivo general promover las actividades de I+D+i orientadas a la protección frente a las radiaciones.
- Hace el seguimiento del cumplimiento de los compromisos internacionales suscritos por España en el ámbito de la energía nuclear, en particular en materia de salvaguardias, no proliferación y responsabilidad civil por daños nucleares.
- Se relaciona con los organismos internacionales especializados en energía nuclear 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.

6 Actualmente, el CEIDEN cuenta con aproximadamente 110 miembros y 120 entidades colaboradoras, ocupando su Presidencia, renovable cada dos años, el CSN.

20.1.3. Recursos humanos y formación

La SGEN, que es la Subdirección General responsable de la ejecución de las funciones del MITERD en materia de energía nuclear, está íntegramente dotada con funcionarios pertenecientes a diferentes Cuerpos de la Administración General del Estado. El sistema normal de acceso a los puestos de trabajo de las diferentes unidades del MITERD, 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 MITERD para las plazas a las que se opta.

En el momento presente la SGEN cuenta con 15 puestos de trabajo. El 77% 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 pertenecientes a otros cuerpos de ingenieros. 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 General del Estado.

El programa de formación del personal de la SGEN se integra dentro del Plan general de formación del MITERD, 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 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear, aprobado por Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre, establecen, respectivamente, en su artículo 4 y en su Título II, capítulos IV y V, la estructura del CSN de la siguiente manera:

- El Pleno, uno de los dos órganos superiores de dirección del Consejo de Seguridad Nuclear, está constituido por la persona titular de la Presidencia y cuatro consejeros y consejeras.
- La Presidencia, que, junto a sus competencias como miembro del Pleno, dispone de competencias propias como órgano superior de dirección.

- La Secretaría General de la que dependen directamente dos Direcciones Técnicas (de Seguridad Nuclear y de Protección Radiológica) y las siguientes Subdirecciones y Unidades:
 - Subdirección de Personal y Administración
 - Subdirección de Tecnologías de la Información
 - Subdirección de Asesoría Jurídica.
 - Unidad de Planificación, Evaluación y Calidad.
 - Unidad de Inspección
 - Unidad de Investigación y Gestión del Conocimiento
- La Dirección Técnica de Seguridad Nuclear de la que dependen las siguientes Subdirecciones:
 - Subdirección de Centrales Nucleares
 - Subdirección de Ingeniería Nuclear
 - Subdirección de Tecnología Nuclear
- La Dirección Técnica de Protección Radiológica de la que dependen las siguientes Subdirecciones:
 - Subdirección de Protección Radiológica Operacional
 - Subdirección de Emergencias y Protección Física
 - Subdirección de Protección Radiológica Ambiental

En el [anexo F.2](#) de este Informe se incluye un organigrama del CSN.

Los órganos superiores de dirección del CSN son, como se ha avanzado anteriormente, el Pleno y la Presidencia, que actúan en el ejercicio de sus respectivas competencias de acuerdo con el principio de competencia no existiendo subordinación jerárquica entre los mismos. Las relaciones entre los dos órganos de dirección se rigen por los principios de cooperación, ponderación y respeto al ejercicio legítimo de las competencias del otro órgano.

El Pleno está constituido por la **persona titular de la Presidencia** y cuatro consejeros o **consejeras**, designados entre personas de conocida solvencia en las materias encomendadas al CSN, valorándose especialmente su independencia y objetividad de criterio.

La **persona titular de la Presidencia** y los consejeros y **consejeras** serán nombrados por el Gobierno, a propuesta del MITERD, previa comparecencia de la persona propuesta para el cargo ante la Comisión correspondiente del Congreso de los Diputados, en los términos que prevea el Reglamento del Congreso. El Congreso, a través de la Comisión competente y por acuerdo de los tres quintos de sus miembros, manifestará su aceptación o veto razonado en el plazo de un mes natural a contar desde la recepción de la correspondiente comunicación.

Transcurrido dicho plazo sin manifestación expresa del Congreso, se entenderán aceptados los correspondientes nombramientos.

El Consejo estará asistido por una Secretaría General, **que se define como órgano de dirección del CSN**, de la que dependerán los órganos de trabajo administrativos y jurídicos para el cumplimiento de sus fines, así como de aquellos órganos técnicos internos o externos que prevean los Estatutos. La **persona titular de la Secretaría General** ejerce, además, la secretaría del Pleno del **CSN**, asistiendo a sus sesiones con voz, pero sin voto.

Otros órganos de dirección del CSN son las Direcciones Técnicas, la Dirección del Gabinete Técnico de la Presidencia **y las subdirecciones anteriormente relacionadas. En relación con los tres primeros se destaca lo siguiente:**

- 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, Ingeniería y Tecnología Nuclear.
- 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.
- El Gabinete Técnico de la Presidencia asiste a la Presidencia del CSN, y se encarga de cumplir cuantas tareas específicas le encomiende **la persona titular de la Presidencia**, así como las relacionadas con las actividades del Pleno como órgano colegiado.

20.2.2. Competencias y funciones del CSN

El CSN es un ente de Derecho Público, independiente de la Administración General del Estado con personalidad jurídica diferenciada y patrimonio propio e independiente de los del Estado, siendo el único Organismo competente en seguridad nuclear y protección radiológica a nivel nacional.

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

- Emite informes preceptivos al MITERD 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 MITERD, en relación con la retirada y gestión segura de materiales radiactivos.

- En relación con los residuos radiactivos, informa al MITERD 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.
- 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.
- 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 tres 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 este. 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 apercebir a los titulares y proponer medidas correctoras y en su caso, imponer multas coercitivas, **en el caso de infracciones que se tipifican como leves.**

- 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.

- 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 PGRR que el MITERD eleva al Gobierno para su aprobación.

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

El CSN está obligado 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.

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

- Establece y efectúa el seguimiento de planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.
- Archiva y custodia la documentación recibida de 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 estas.

20.2.3. Relaciones Internacionales del CSN

En octubre de 2022 el CSN aprobó por primera vez un documento conteniendo la Estrategia de Relaciones Internacionales del organismo. En él se describen y detallan las actividades y las acciones concretas a desarrollar en el ámbito internacional por los trabajadores y el Pleno del CSN en el periodo 2020-2025. Además, se definen unos objetivos estratégicos internacionales que enmarcan la actividad internacional en consonancia con las funciones propias atribuidas al CSN, como son la promoción de la actividad internacional, la representación del CSN, las relaciones con homólogos y los retornos de la actividad.

La política y actividad internacional del CSN pivota sobre 5 elementos fundamentales:

- El desarrollo de normativa, criterios y procedimientos de actuación en los campos de la seguridad nuclear, la protección radiológica y la seguridad física mediante la participación en grupos de expertos y comités creados a tal efecto en los organismos internacionales, así como la promoción de buenas prácticas y recomendaciones.
- El intercambio de información y experiencia a nivel internacional contribuyendo a que las actividades reguladoras se realicen de la mejor forma posible.
- El establecimiento de acuerdos bilaterales, memorandos de entendimiento u otros compromisos entre organismos homólogos que permita de forma ágil y flexible el intercambio de experiencias, información, prácticas de trabajo, personal y participación en grupos de trabajo o inspecciones de forma conjunta.
- La participación en proyectos de investigación y desarrollo de carácter internacional con objeto de mantener actualizado el conocimiento y contribuir a los avances realizados en tecnología, seguridad nuclear y protección radiológica.

- La participación a nivel internacional en proyectos de asistencia cuya misión consiste en mejorar la capacidad reguladora de los países que lo solicitan.

La intensa actividad internacional del CSN constituye una fortaleza de la institución, ya que permite actualizar e incrementar constantemente el conocimiento, de acuerdo con los más altos estándares reguladores. Se traduce en un conjunto de actividades de carácter técnico e institucional centrado en cuatro ámbitos:

- Las convenciones internacionales que han sido ratificadas por España y en las que el CSN participa, en su ámbito de competencia, mediante la aplicación de los compromisos adquiridos.
- La Unión Europea, en la que España como país miembro, participa en reuniones internacionales en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, al amparo del Tratado de Euratom.
- Las relaciones multilaterales que se realizan en el seno de organizaciones internacionales como el OIEA, la NEA y de las asociaciones de reguladores de las que el CSN es miembro por decisión propia (INRA, WENRA, ENSREG, FORO, HERCA, ENSRA).
- Las relaciones bilaterales, que normalmente se llevan a cabo al amparo de acuerdos de cooperación técnica con organismos homólogos.

Desde el punto de vista nacional, el CSN colabora con los organismos y entidades españolas competentes con el fin de asegurar la coordinación de las actividades internacionales en el ámbito de la seguridad nuclear, la protección radiológica y la seguridad física nuclear. Entre estos organismos destacan el MITERD, el Ministerio de Asuntos Exteriores, Unión Europea y Cooperación (MAEUEC) y sus Representaciones Permanentes, y el Ministerio del Interior y en relación con las entidades colaboradoras, el Ciemat y Enresa.

En el período transcurrido desde el anterior informe nacional, 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.
- Convención Conjunta, colabora con el MITERD en la elaboración de los Informes Nacionales.
- Convención sobre Protección Física de los Materiales Nucleares.
- Convenio OSPAR sobre la protección del medio ambiente marino del Atlántico Nordeste.

Destaca también en este periodo la intensa actividad del CSN en la Presidencia de turno de España del Grupo de Cuestiones Atómicas del Consejo de la Unión Europea, durante el segundo semestre de 2023. Además, en el Grupo Europeo de Reguladores de Seguridad Nuclear (ENSREG) se eligió al CSN para liderar el grupo a partir de enero de 2024.

El CSN ha seguido colaborando en los diferentes grupos de trabajo y actividades de los organismos y asociaciones a los que pertenece. En relación con el OIEA, asistió a la Conferencia General anual, a los Comités y Comisión de normativa, a Conferencias internacionales y participó en misiones internacionales. Además, el CSN formó parte, como es habitual, de las numerosas actividades del programa técnico de la NEA. Respecto al FORO, HERCA, INRA y WENRA, el CSN estuvo presente en las correspondientes reuniones anuales. Además, actualmente el CSN está ostentando la vicepresidencia de la Asociación HERCA.

El CSN participa activamente en 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 actividades 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 artículo 8 de la Ley 15/1980, de creación del CSN, 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 2023, la plantilla del personal del CSN está formada por 432 empleados, de los cuales 210 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 127 son funcionarios pertenecientes a Cuerpos y Escalas de otras Administraciones Públicas, 34 son personal eventual, 8 Altos Cargos y 53 son personal laboral. El número de mujeres en el CSN representa el 51,39 % del total de la plantilla y el de hombres, el 48,61 % restante. La media de edad del personal del Organismo es de 53 años. En cuanto a la titulación del personal, tienen titulación superior el 71,93 %, titulación media el 6,37 % y otras titulaciones el 21,70 %.

Un objetivo prioritario del CSN en este ámbito es disponer de los recursos humanos adecuados en términos de plantilla suficientemente dimensionada (técnicos y procedentes de otros cuerpos de la administración) y formada por personas con alto grado de cualificación, experiencia, competencias y conocimientos que le permitan desarrollar y ejecutar con eficacia y eficiencia las funciones y competencias que tiene atribuidas.

En relación con la dimensión de su plantilla y a la vista de su distribución por edad, el CSN necesita incorporar nuevos funcionarios que compensen la pérdida de efectivos motivada por las jubilaciones, tanto en el ámbito de la seguridad nuclear y protección radiológica como procedentes de otros cuerpos. Junto con la atracción del talento, la

gestión y fidelización del ya existente es otro de los objetivos de la organización. Desde 2020 hasta diciembre de 2023 se han incorporado 45 nuevos funcionarios a la Escala Superior del Cuerpo de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica por el sistema de concurso-oposición, aunque sin llegar a cubrir todas las plazas que se habían ofertado. Por ello, el CSN ha desarrollado un programa de atracción de talento que permita dar a conocer el CSN como un lugar atractivo para el desarrollo de una carrera profesional. Asimismo, se considera importante la fidelización del talento ya existente y para ello se ha aprobado un nuevo modelo normalizado de carrera profesional (modelo de tipo horizontal vinculado a la evaluación del desempeño) y la mejora de las retribuciones del personal.

- Plan de Formación del personal del CSN:

Desde su creación, el Consejo de Seguridad Nuclear ha prestado una atención especial a la formación de todo su personal. Esta atención se ha concretado en los planes anuales de formación que establecen la previsión anual de las actividades formativas, que son organizadas internamente o con la colaboración de entidades externas especializadas. Las actividades formativas se han focalizado en la formación científica y técnica; la formación legal y administrativa; y el desarrollo de habilidades directivas, de organización, de comunicación y de uso de procedimientos y herramientas de trabajo.

Los Planes de Formación de **2020, 2021, 2022 y 2023** han sido elaborados de acuerdo con las necesidades planteadas por las Direcciones Técnicas y el resto de Subdirecciones y Unidades implicadas, agrupándose su contenido en torno a siete programas formativos:

- Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica:
 - Subprograma de Seguridad Nuclear.
 - Subprograma de Protección Radiológica.
 - Subprograma de Áreas de Apoyo **Transversales**.
 - Subprograma de Formación técnica inicial (seguridad nuclear y protección radiológica) (desde 2015).
 - **Subprograma de Formación de la ORE del CSN (desde 2021).**
- Desarrollo Directivo.
- Gestión Administrativa y Jurídica.
- Prevención de Riesgos Laborales.
- Informática.
- Idiomas.
- Habilidades.

Los planes de formación de los años 2022 y 2023 han sido elaborados teniendo en cuenta la información obtenida de las fases de análisis y diseño de la metodología SAT (*Systematic Approach to Training*) desarrolladas a lo largo de los años 2020 y 2021 basándose en el SRS 79 del OIEA, dando respuesta con ello a las recomendaciones de la Misión IRRS-ARTEMIS recibida en 2018.

El presupuesto en formación del organismo ha ascendido a 609.780 euros para cada uno de los años comprendidos en el periodo 2020 a 2023.

- **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, en menor medida, las transferencias del Estado, que ha ido reduciendo su aportación en aplicación de las políticas de ajuste presupuestario y consolidación fiscal. Por consiguiente, actualmente la financiación del CSN procede casi exclusivamente de recursos propios.

- 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. Las tasas con mayor importancia cuantitativa son las obtenidas por:
 - Realización de estudios, informes e inspecciones previos a las autorizaciones de funcionamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas que concede el MITERD.
 - 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 2023 el 98,85 % del presupuesto total.

- **Las transferencias del Estado.** El CSN realiza controles de medidas de protección radiológica dirigidas a la población en general y al medioambiente. Además, se le ha asignado una nueva función en el marco de los procedimientos de reclamación de responsabilidad por daños nucleares, donde debe elaborar, en el marco de dicho procedimiento, un informe técnico preceptivo. 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 MITERD. La financiación presupuestada por este concepto constituyó el 0,82 % del total en 2023.

20.2.5. Sistema de gestión del CSN

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:

- **Procesos estratégicos:** Determinan el enfoque, el despliegue del sistema de gestión, abarcando las funciones de la dirección del organismo, la información y comunicación tanto interna como externa y el propio sistema de gestión.
- **Procesos operativos:** Componen el saber hacer o cadena de valor del organismo, para la prestación de servicios a los regulados, a la sociedad, y a otras partes interesadas. Básicamente, se corresponden con las funciones del CSN.
- **Procesos soporte o de apoyo:** Suministran soporte a los procesos operativos y desarrollan determinadas actividades de los procesos estratégicos.

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, y se somete a evaluaciones externas por parte de organismos nacionales e internacionales.

- El plan de auditorías internas prevé que todos los procesos se auditen con la frecuencia establecida, que va de dos a cinco años en función de la importancia del proceso y de los requisitos legales que le apliquen. Existe un programa de auditorías específico para las actividades encomendadas a Comunidades Autónomas.
- 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.

20.2.6. Gestión del conocimiento en el CSN

En relación con la cualificación y competencia del personal técnico del CSN para desempeñar adecuadamente su misión, el CSN ha desarrollado y está implantando un modelo de gestión del conocimiento adaptado específicamente a sus necesidades, basado en las recomendaciones del OIEA, e incorporado al sistema integrado de gestión del organismo.

El proceso de gestión del conocimiento del CSN debe abordar los cuatro pilares básicos del modelo recomendado por OIEA. Se estructura como un proceso transversal de naturaleza cíclica, cuyas etapas son:

- Identificación de las capacidades que necesita el CSN para desempeñar su misión (Capacidades necesarias).
- Evaluación periódica de los recursos disponibles en el CSN (Recursos disponibles).
- Evaluación permanente de las lagunas, carencias y pérdidas de información, documentación y conocimiento del CSN (Lagunas y carencias).
- Programa para la preservación del conocimiento crítico y la mejora continua de las capacidades (Adquisición y preservación).
- Plan de comunicación interna para asegurar la disseminación y accesibilidad del conocimiento y la información (Accesibilidad y disponibilidad).
- Programa de evaluación independiente y revisión periódica del proceso (Evaluación y revisión).

En los años 2020 a 2023, las actividades se han centrado en el programa para la preservación del conocimiento crítico y la mejora continua de las capacidades y se ha desarrollado un plan de acción sobre este tema enfocado a la preservación/recuperación del conocimiento y experiencia de los técnicos del CSN nacidos antes de 1955.

La metodología empleada en este programa de preservación de conocimiento crítico comprende las siguientes fases:

- Fase de Preparación: identificación de los poseedores del conocimiento crítico.
- Fase de Extracción y sistematización del conocimiento.
- Fase de Aprovechamiento: despliegue de una agenda de aprovechamiento de los conocimientos sistematizados.

En este sentido el CSN dispone de una herramienta informática, KITE, que da soporte al proceso RECOR (transferencia y extracción del conocimiento crítico). Éste es un proceso continuo.

Además, el CSN ha iniciado un proceso de creación de comunidades de conocimiento, habiéndose constituido varias comunidades de conocimiento, la primera de ellas sobre la temática de Hallazgos, considerada de interés al ser una actividad transversal que implica a las dos Direcciones Técnicas y de gran relevancia en las actividades del organismo, otra relativa a incertidumbres y una tercera relativa a las bases de datos de la NEA/OECD.

20.2.7. Cultura de seguridad del organismo regulador

El CSN reconoce la importancia de la cultura de seguridad no sólo en las instalaciones que regula sino también en su propia organización. La Política sobre Cultura de Seguridad del CSN, aprobada por el Pleno en su reunión de 12 de enero de 2017, establece los atributos que este organismo considera fundamentales para establecer y mantener una cultura organizativa orientada a la seguridad.

Para implantar la citada Política sobre Cultura de Seguridad, el CSN elaboró un plan de acción que incluía entre sus hitos, y como una de las piedras angulares de dicho plan, la realización de una evaluación de la cultura de seguridad de la organización. El compromiso del organismo con el desarrollo de esta iniciativa quedó expresamente recogido en el Plan Estratégico del CSN para el periodo 2020-2025 (Objetivo Estratégico 2.3).

La autoevaluación de la cultura de seguridad del organismo se llevó a cabo entre septiembre de 2020 y septiembre de 2021, con ayuda de un contrato externo, licitado públicamente y que fue adjudicado al Centro de Investigación Sociotécnica (CISOT)- CIE-MAT. La metodología utilizada fue una adaptación de NOMAC (Nuclear Organization and Management Analysis Concept) al caso del CSN como organismo regulador. Esta metodología permite evaluar los procesos más importantes de funcionamiento de una organización, y analizar las percepciones del personal que la compone en relación con los principios de cultura de seguridad del organismo. Para ello, utiliza herramientas de análisis sociológico cuantitativas (encuestas y cuestionarios) y cualitativas (observaciones, entrevistas individuales y grupales).

El resultado de la autoevaluación fue recibido en dos etapas: un primer informe final en diciembre de 2021 y un informe resumen en el año 2022, cuyas conclusiones fueron presentadas al personal del CSN en una sesión monográfica. Las recomendaciones recogidas en el informe final de la autoevaluación deberán ir implantándose gradualmente a lo largo de los próximos años, para lo que el CSN contará con la ayuda de entidades expertas en cambio organizacional.

Para iniciar el proceso de contratación de la citada ayuda externa se dedicaron diversos esfuerzos del CSN dirigidos a asegurar la máxima calidad técnica y administrativa de la documentación asociada al propio proceso de contratación (memoria técnica justificativa y pliegos de prescripción técnica), así como de los criterios para valorar la experiencia de la entidad a contratar.

Tras un proceso de licitación pública, en julio de 2023 se formalizó el contrato con la empresa INDRA BUSINESS CONSULTING S.L.U. para prestar un servicio de acompañamiento al CSN en la definición de un plan de acción y su posterior implementación para mejora de la cultura de seguridad y organizativa del Consejo de Seguridad Nuclear. El alcance de esta contratación tiene por objeto identificar indicadores precisos y métodos de trabajo conjunto, así como, la definición y puesta en marcha de un plan de acción orientado a la mejora y transformación cultural. El proyecto de colaboración con dicha empresa se encuentra actualmente en desarrollo.

20.2.8. Independencia del Organismo Regulador

La independencia del CSN viene regulada expresamente en su Ley de creación: “Se crea el Consejo de Seguridad Nuclear como ente de Derecho Público, independiente de la Administración General del Estado, con personalidad jurídica y patrimonio propio e independiente de los del Estado, y como único Organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Se regirá por un Estatuto propio elaborado por el Consejo y aprobado

por el Gobierno, de cuyo texto dará traslado a las Comisiones competentes del Congreso y del Senado antes de su publicación y por cuantas disposiciones específicas se le destinen, sin perjuicio de la aplicación supletoria de los preceptos de la legislación común o especial.”

Esta misma declaración de independencia se recoge en el Estatuto del CSN, al disponer en su artículo 2.4 que, “El Consejo de Seguridad Nuclear actúa en el desarrollo de su actividad y para el cumplimiento de sus fines con autonomía orgánica y funcional, plena independencia de las Administraciones Públicas y de los grupos de interés. Asimismo, está sometido al control parlamentario y judicial. Las resoluciones que adopten el Pleno y el presidente del Consejo de Seguridad Nuclear en ejercicio de las funciones públicas que tienen atribuidas, pondrán fin a la vía administrativa”.

Además, el artículo 8.2 de la Ley de creación del CSN faculta al Consejo “de acuerdo con las normas que se establezcan en el Estatuto, [para] contratar los servicios de personal, empresas y organizaciones nacionales o extranjeras exclusivamente para la realización de trabajos o la elaboración de estudios específicos, siempre que se constate que no existe vinculación con los afectados por los servicios objeto de contratación. En ningún caso personal ajeno al CSN, podrá participar directamente en la toma de decisiones sobre los expedientes administrativos en curso. El CSN establecerá los medios necesarios para asegurar que el personal, empresas y organizaciones externas contratadas respetan, en todo momento, las obligaciones de independencia requeridas durante la prestación de sus servicios”.

Asimismo, según la propia Ley de creación del CSN, los informes que el CSN emita al MITERD relativos a la seguridad nuclear, la protección radiológica y la protección física previos a las resoluciones que el MITERD adopte en materia de concesión de autorizaciones serán preceptivos en todo caso, y además vinculantes cuando tengan el carácter de negativo o denegatorio de una concesión y asimismo en cuanto a las condiciones que establezcan, caso de ser positivos.

Desde un punto de vista administrativo, su configuración como autoridad administrativa independiente, refuerza su independencia como organismo regulador.

20.2.9. Transparencia de las actividades reguladoras e información al público

El CSN, en su Plan Estratégico para el periodo 2020-2025, reconoce como uno de sus valores fundamentales el principio de transparencia, basado en la capacidad de proporcionar a los ciudadanos información relevante, válida y verificable en todo lo relacionado con la seguridad nuclear y la protección radiológica. **En concreto, incluye un Objetivo Estratégico 5.6 donde se establece el “refuerzo de la independencia, transparencia, credibilidad y confianza de la ciudadanía en el CSN mediante la calidad de la información transmitida, la respuesta a las solicitudes de información por parte de grupos de interés, la ciudadanía, etc., con el fin de obtener su respecto y la aceptación de las decisiones reguladoras, avaladas por el mejor conocimiento técnico disponible y los resultados de la I+D”.**

Esta política de transparencia tiene sus raíces en la Ley de creación del CSN y lo desarrollado en el Estatuto del CSN, en cuyo artículo 15 se recogen las funciones de publicidad de

actuaciones, información a la opinión pública y participación de los ciudadanos. Asimismo, la política de transparencia del CSN incorpora los aspectos recogidos en el Convenio Aarhus, ratificado por España en el año 2004 y materializado en la legislación nacional en la Ley 27/2006, de 18 de julio, que regula los derechos de acceso a la información, participación pública y acceso a la justicia en materia de medio ambiente.

Además, la modificación de la Ley de creación del CSN en 2007 amplió los requerimientos en materia de información al público, con el objetivo de aumentar la transparencia del Organismo y lograr una mayor confianza de la ciudadanía en las actuaciones del CSN. La ley establece tres vías para canalizar esta exigencia:

- Transmisión de información a las instituciones del Estado:

El CSN remite anualmente a las Cortes Generales, así como a los parlamentos autonómicos de las comunidades autónomas que cuentan en su territorio con instalaciones nucleares, un informe detallado de sus actividades. Asimismo, y como parte de las relaciones con las Cortes, el CSN da respuesta a iniciativas parlamentarias (preguntas orales y escritas, proposiciones no de Ley, etc.) y cumple con las resoluciones emitidas a los informes anuales.

- Comités de información en los entornos de las centrales nucleares:

La legislación establece que el CSN debe impulsar y participar en foros de información en los entornos de estas instalaciones, presididos por el MITERD, para tratar aspectos relacionados con el control y seguimiento de las instalaciones nucleares y radiactivas y con la preparación ante emergencias. El funcionamiento de estos Comités de Información está regulado por el RINR.

- Política de información al público:

El artículo 14 de la Ley de creación del CSN establece la necesidad de facilitar el acceso a la información y la participación de la ciudadanía y de la sociedad civil. Esto implica la obligación de informar a los medios de comunicación y a los grupos de interés de los hechos relevantes relacionados con el funcionamiento de las instalaciones, haciendo hincapié en la comunicación de los sucesos e incidentes que puedan afectar a la seguridad, su posible impacto radiológico sobre las personas y el medio ambiente y las medidas correctoras a aplicar.

En esta línea, el CSN publica en su página web las actas de inspección de las instalaciones, la información sobre los estados operativos de las centrales nucleares y la información sobre calidad ambiental medida por la Red de Estaciones Automáticas y la Red de Vigilancia Radiológica Ambiental. Por otro lado, también se publican las actas de las reuniones del Consejo y los informes técnicos que soportan la toma de decisiones de este. Asimismo, el CSN mantiene actualizada en su página web los resultados del programa de evaluación sistemática del funcionamiento de las centrales, denominado Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC), que incorpora métodos novedosos de supervisión enfocados a la observación del comportamiento de las centrales nucleares en operación a través de indicadores de funcionamiento y la valoración de hallazgos de las inspecciones realizadas por el CSN.

En caso de producirse algún suceso o incidente significativo en las instalaciones nucleares y radiactivas, se publican en la web noticias, reseñas y notas de prensa sobre el mismo.

Durante el periodo transcurrido desde el anterior Informe, el CSN ha prestado una especial atención a la información y la comunicación centrando sus esfuerzos comunicativos en hechos noticiables susceptibles de generar interés entre la ciudadanía y otras partes interesadas. Teniendo en cuenta que cada vez resulta más necesario encontrar un nuevo modelo de comunicación desde las Administraciones públicas que permita dar respuesta a la creciente demanda de información rigurosa por la ciudadanía, el CSN mantiene una búsqueda continua de nuevos canales que resulten efectivos. Así, en este periodo se ha aumentado la presencia del CSN en las redes sociales y se ha puesto en marcha un boletín de noticias externo a través del cual el organismo difunde información sobre su actividad a más de 1.200 personas.

En paralelo, el CSN atiende las solicitudes directas de información de los medios de comunicación, con toda la agilidad que el rigor técnico permite.

Con respecto a la participación de los ciudadanos:

- El CSN está obligado a someter las instrucciones y guías de seguridad a comentarios públicos durante su elaboración, para lo cual ofrece un espacio online en su web corporativa a través del cual pueden hacerse los comentarios. Igualmente, el MITERD informa sobre la normativa vigente en materia de energía nuclear y somete los proyectos de reales decretos y reglamentos al preceptivo trámite de audiencia pública a través de su página web.
- El CSN dispone de un “Buzón” para consultas ciudadanas disponible a través de su web, a través del cual se reciben peticiones de información sobre la seguridad de las instalaciones, aspectos relacionados con la protección radiológica de las personas y del medio ambiente, y con criterios sobre la aplicación de la normativa nacional.

El CSN ha actualizado en su página web el canal de denuncias para las comunicaciones que se reciben en el organismo regulador sobre incumplimientos en materia de seguridad nuclear, protección radiológica y seguridad física en el ámbito de sus competencias. La actualización supone una adaptación a la *Ley 2/2023, de 20 de febrero, reguladora de la protección de las personas que informen sobre infracciones normativas y de lucha contra la corrupción*, que transpone al ordenamiento jurídico español la *Directiva Europea 2019/1937 relativa a la protección de las personas que informen sobre infracciones del Derecho de la Unión*.

- Comité Asesor para la información y participación pública.

La Ley de creación del CSN establece la constitución de un Comité Asesor para la información y participación pública, que comenzó su funcionamiento el 23 de febrero de 2011. El objetivo de este comité es emitir recomendaciones al CSN para mejorar la transparencia, el acceso a la información y la participación pública en las materias de su competencia.

El Comité Asesor se compone de representantes de los principales grupos de interés nacionales que incluyen Ministerios, Universidades, Asociaciones Profesionales, entidades de la industria eléctrica, alcaldes de la vecindad de las centrales nucleares y ONG. **El Plan Estratégico del CSN para el periodo 2020-2025 incluye el Objetivo Estratégico 5. 8 que tiene**

como finalidad “reforzar la actividad del Comité Asesor para la información y participación pública del CSN, e impulsar a través de este el aumento de la participación de los grupos de interés en las decisiones reguladoras”.

- Agrupación de Municipios de Áreas con Centrales Nucleares y Almacenamiento de Residuos Radiactivos (AMAC).

El 4 de abril de 2022 se firmó un convenio entre el CSN y AMAC, para reforzar la comunicación con la población de las áreas con instalaciones nucleares de España y valorar su percepción sobre la información suministrada. El objeto de dicho convenio era la realización de iniciativas en torno a la mejora de la percepción de la población acerca de la misión del CSN para garantizar la seguridad nuclear, la protección radiológica, y posibilitar un mejor acceso a las diversas áreas de conocimiento, redundando en una mejora en la comunicación y la transparencia del organismo.

Del resultado de las actividades realizadas en este periodo (ver con más detalle en [sección A.3](#)) se concluye que el Convenio firmado entre el CSN y AMAC ha conseguido cumplir ampliamente con sus objetivos, haciendo hincapié en que en un porcentaje muy alto (más del 50 %) de los asistentes a las diversas jornadas afirman que su opinión respecto al CSN ha cambiado de manera positiva.

Otras vías de comunicación:

- Comunicación en el ámbito internacional

Una de las líneas estratégicas de acción del CSN para el periodo 2020-2025 es el mantenimiento y refuerzo de la representación de España en el ámbito internacional, además de velar por el cumplimiento de las obligaciones y los compromisos internacionales, en línea con otros organismos e instituciones nacionales, en la defensa de posiciones comunes.

- Actividades divulgativas y Centro de información interactivo

El CSN desarrolla un amplio abanico de actividades, ya sean de carácter técnico o divulgativo, sobre los temas relacionados con su actividad. Entre estas actividades destacan la organización de conferencias, seminarios y actividades de formación y una extensa actividad editorial que incluye la edición de la revista Alfa, revista de seguridad nuclear y protección radiológica.

Además, el CSN dispone de un centro de información de carácter museístico e interactivo que en 2023 ha celebrado su 25 aniversario y que acoge un número muy significativo de visitas (en la fecha en que se redacta este Informe se han superado ya los 150.000 visitantes), procedentes en su mayoría de institutos, escuelas de formación, universidades y asociaciones culturales de toda España, pero también de delegaciones institucionales nacionales e internacionales.

De los 29 módulos que componen el Centro de Información, algunos están adaptados a personas con discapacidad sensorial. La descripción del contenido y de los temas que incluye el recorrido expositivo se proporciona con detalle por técnicos del CSN y gira en torno al mundo de las radiaciones ionizantes y los riesgos asociados a ellas, con expresa

descripción de los mecanismos técnicos e institucionales que garantizan la seguridad de las personas y el medio ambiente en todos y cada uno de los procesos en los que dicha seguridad pudiera estar puesta a prueba.

- Respuesta a solicitudes de acceso a la información

Sin perjuicio de todos los canales anteriormente relaciones, el CSN da respuesta a las solicitudes de acceso a la información pública e información medioambiental que les dirigen los propios ciudadanos a través de su portal de transparencia. Igualmente, mantiene actualizada su web en materia de personal, presupuestaria, de contratación, dando cumplimiento a las exigencias de publicidad activa previstas en la *Ley 19/2013, de 9 de diciembre, de transparencia, acceso a la información pública y buen gobierno*.

F

Sección F. Otras disposiciones relacionadas con la seguridad

Esta sección comprende los requisitos previstos en los artículos 21, 22, 23, 24, 24 y 26 de la Convención relativas a otras disposiciones relacionadas con la seguridad.

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 legislación 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 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear (LEN), el Reglamento sobre Seguridad Nuclear en Instalaciones Nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, el *Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, sobre la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*, y en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre. 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.

La LEN establece que el titular de las instalaciones nucleares o radiactivas o de las actividades relacionadas con radiaciones ionizantes será responsable de su seguridad, y lo define como la persona física o jurídica responsable en su totalidad de una instalación nuclear o radiactiva, tal como se especifica en la correspondiente autorización, subrayando, además, que dicha responsabilidad no podrá delegarse. Adicionalmente, el RSNIN aclara que dicha responsabilidad incluye el control de las actividades de los contratistas y subcontratistas que puedan afectar a la seguridad nuclear de tales instalaciones.

A tales efectos, el RSNIN señala que el titular de una autorización de una instalación nuclear deberá disponer, durante todo el ciclo de vida de la instalación, de los necesarios recursos técnicos, económicos y humanos con cualificación y competencias adecuadas, así como una estructura organizativa apropiada para mantener la seguridad nuclear y asegurar la capacidad de respuesta adecuada en situaciones de emergencia.

Por su parte, el Real Decreto 102/2014 establece que los titulares de las autorizaciones instaurarán y aplicarán sistemas integrados de gestión, incluida la garantía de calidad, que otorguen la debida prioridad a la seguridad en la gestión global del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, y puedan ser objeto de verificación periódica.

El RINR 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 que se 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 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.

De acuerdo con la LEN 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

Durante el periodo que contempla el informe se han producido cambios significativos en lo que al régimen de responsabilidad civil por daño nuclear se refiere.

En España, el régimen jurídico que regula la reparación de daños causados por un accidente nuclear deriva del Convenio de París sobre la responsabilidad civil en materia de energía nuclear y del Convenio de Bruselas complementario del anterior, desarrollados ambos bajo los auspicios de la NEA, que actúa como depositaria del Convenio de París, así como el Gobierno de Bélgica lo es del de Bruselas.

Ambos Convenios establecen los principios internacionalmente reconocidos en la materia, como son: la responsabilidad objetiva del explotador (con independencia de la existencia de negligencia o dolo); la canalización de la responsabilidad sobre el explotador; la obligatoriedad de establecer una garantía por una cuantía mínima; el establecimiento de una cuantía mínima de responsabilidad del explotador; o la limitación, en el tiempo, de dicha responsabilidad, entre otros. Hasta diciembre de 2021, sus disposiciones se han implementado en España por medio de la LEN, así como en el Decreto 2177/1967, de 22 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Cobertura de Riesgos Nucleares.

Los citados Convenios han sido revisados de manera puntual en varias ocasiones, siendo la última de ellas la llevada a cabo mediante los Protocolos de 2004 de enmienda a dichos Convenios. A pesar de la mejora sustancial que para la protección de las víctimas tendría la entrada en vigor de los Protocolos, ésta se vio retrasada hasta 1 de enero de 2022 por la necesidad de adaptar las diferentes legislaciones nacionales de las Partes Contratantes de los Convenios a los nuevos requisitos, mucho más exigentes con los explotadores de instalaciones nucleares que los Convenios sin enmendar. Adicionalmente, la Decisión del Consejo (2004/294/CE) de 8 de marzo de 2004, por la que se autorizó a los Estados Miembros de la UE que son Partes Contratantes del Convenio de París a ratificar dicho Protocolo requería que tomaran “las medidas necesarias para depositar simultáneamente sus instrumentos de ratificación del Protocolo” por lo que, en la práctica, ha sido necesario que todos los Estados Miembro Parte del Convenio terminaran los trámites parlamentarios necesarios para poder proceder al depósito conjunto del instrumento de ratificación del Protocolo, hecho que sucedió el 17 de diciembre de 2021.

En España, la necesidad de incorporar al ordenamiento jurídico los cambios resultantes de la entrada en vigor de los referidos Protocolos de 2004 motivó una modificación sustancial de la legislación nacional en la materia, que se llevó a cabo mediante la aprobación de la *Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos*, cuya entrada en vigor estuvo supeditada a la de dichos Protocolos, entrando en vigor, por tanto, a 1 de enero de 2022.

Dicha ley ha considerado de aplicación directa los preceptos contenidos en los Convenios modificados de París y Bruselas, pues al haber sido publicados en el Boletín Oficial del Estado, forman parte del ordenamiento jurídico interno como leyes de rango superior. Por lo tanto, esta Ley desarrolla aquellos preceptos en los que el Convenio de París otorga margen a los Estados para concretar algunos aspectos. A continuación, se resumen sus principales novedades.

La Ley 12/2011 incorpora nuevas categorías de daños que no figuraban en el régimen anteriormente vigente, como los daños al medio ambiente, determinado lucro cesante, o las medidas reparadoras y preventivas.

Los límites cuantitativos que se han establecido en la Ley 12/2011 vienen determinados por la aplicación de los Convenios:

- El Convenio de París establece un mínimo de 700 millones de euros, que pudiera ser reducido a un mínimo de 70 millones de euros para instalaciones que, por su bajo riesgo, no sean susceptibles de causar grandes daños, y de 80 millones de euros para los transportes de material nuclear. Con base en lo anterior, la Ley establece que el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, podrá determinar una cantidad reducida adecuada a cada situación, en consideración a la naturaleza de la actividad o instalación.
- Por otra parte, el Convenio de Bruselas establece tres tramos de financiación de las indemnizaciones debidas a accidentes nucleares. El primer tramo abarca, bien hasta un mínimo de los 700 millones de euros establecidos por el Convenio de París, o bien hasta la cantidad indicada como responsabilidad del operador por el Estado. El segundo tramo abarca desde la cantidad fijada en el primer tramo hasta 1.200 millones de euros (de este tramo se haría cargo el Estado Parte de la instalación). El tercer tramo (que sería de responsabilidad conjunta de todos los Estados parte del Convenio de Bruselas), hasta una cantidad total de 1.500 millones de euros.

La Ley 12/2011 establece un límite de responsabilidad para el explotador de 1.200 millones de euros, con lo que se cubre el primer y segundo tramo de responsabilidad del Convenio de Bruselas, quedando únicamente el Estado como responsable de su parte alícuota del tercer tramo de este.

Por lo que se refiere a la regulación de la responsabilidad en el caso de accidentes durante el transporte de material nuclear, la Ley 12/2011 remite directamente a los preceptos del Convenio de París modificado, en el cual se recoge toda la casuística relativa a la responsabilidad por daños ocurridos durante dichos transportes. La Ley 12/2011 únicamente se pronuncia en el caso de un transporte hacia o desde terceros países no firmantes del Convenio, en los cuales resulta responsable el operador de la instalación situada en España. La Ley también ofrece la posibilidad de que el transportista pueda ser considerado responsable en sustitución del explotador de la instalación, siempre que la autoridad competente lo autorice y se cuente con el acuerdo del titular de la instalación. Asimismo, el transportista debe acreditar que dispone de la garantía financiera requerida por dicha Ley.

Por lo que se refiere al periodo de reclamación, la Ley 12/2011 se atiene a lo dispuesto por el Convenio enmendado de París, que establece un periodo general para presentar las acciones de reclamación de 30 años a partir del momento del accidente para el caso de muerte o daños personales, y de 10 años para las demás categorías de daños. Dentro del plazo general, el Convenio establece la posibilidad de establecer un plazo de caducidad o prescripción de al menos tres años para que las víctimas presenten la reclamación, a contar desde que el perjudicado tuvo conocimiento del daño producido y del responsable de ello, o debió tener razonablemente este conocimiento. De acuerdo con lo anterior, en la Ley 12/2011 se fija dicho plazo en tres años.

Asimismo, la Ley 12/2011 ha establecido un régimen de prelación durante un plazo de tres años desde el momento del accidente, durante el cual se estima que las reclamaciones presentadas serán la parte más importante en número, que seguirá el siguiente orden: primero se atenderán las reclamaciones que versen sobre daños personales, haciendo referencia a su cuantificación mediante los baremos utilizados por la legislación para accidentes de circulación, por considerar que su valoración es la más ajustada a los fines de la Ley. En segundo lugar, se indemnizarán las reclamaciones debidas a los daños al medio ambiente, incluyendo los costes de las medidas de reparación, los causados por las medidas preventivas, o los posibles daños producidos por estas medidas. Finalmente se pagarán las indemnizaciones por daños a los bienes, el lucro cesante debido a los daños a bienes y personas, y aquel lucro cesante directamente relacionado con un uso o disfrute del medio ambiente degradado. Pasado este periodo inicial de tres años, las reclamaciones se atenderán sin distinción entre ellas.

En el supuesto de que las reclamaciones superasen los 1.500 millones de euros establecidos en la ley, el Estado deberá arbitrar los medios legales para hacer frente a las indemnizaciones por muerte, daño físico y pérdidas económicas derivadas de dichos daños causados a las personas dentro de España.

La Ley 12/2011 contempla varias opciones para que el titular de la instalación pueda garantizar la responsabilidad otorgada, de las cuales la única utilizada en la práctica es la póliza de seguro. En relación con este tipo de garantía, la Ley contempla una modificación del Estatuto del Consorcio de Compensación de Seguros para que pueda prestar cobertura a aquellas categorías de daños cuya cobertura no alcance los límites establecidos en la Ley, bien sean de tipo monetario o del periodo de prescripción.

Por lo que se refiere al procedimiento de reclamación, la Ley 12/2011 establece que las reclamaciones se presentarán siguiendo el procedimiento general habitual en este tipo de reclamaciones, que es el establecido en la Ley 1/2000, de 7 de enero, de Enjuiciamiento Civil. Corresponderá al Consejo de Seguridad Nuclear, de acuerdo con sus funciones, la elaboración de un informe técnico preceptivo sobre el accidente nuclear, sus causas y sus efectos, que será solicitado de oficio por el Tribunal competente como parte de sus actuaciones.

Adicionalmente, el Título II de la Ley 12/2011, regula el régimen de responsabilidad civil por daños causados por materiales radiactivos que no sean sustancias nucleares (principalmente fuentes radiactivas para uso médico, agrícola, industrial, etc.), que no deriva de

dichos Convenios ni de ninguna otra normativa internacional, y que venía regulándose asimismo en la LEN y en el anteriormente mencionado reglamento. Para tales materiales se establece, para el titular de la instalación, una responsabilidad objetiva, exclusiva e ilimitada en cuantía. Asimismo, se establece, para responder por los daños personales y económicos, la necesidad de establecer una garantía mínima en función de la actividad de la fuente autorizada.

Artículo 22. Recursos humanos y financieros

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

1. 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;
2. 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;
3. 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

22.1.1. Marco jurídico

En España, el artículo 37 de la LEN establece una obligación de disponibilidad y aptitud para el personal de las instalaciones nucleares y radiactivas, y el RINR, que regula el régimen de autorizaciones administrativas, enumera los 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.

Tales disposiciones nacionales permiten dar cumplimiento a la *Directiva 2011/70/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos*, adoptada con posterioridad. El artículo 7 de esta directiva requiere a los marcos normativos nacionales que obliguen a los titulares de licencias a aportar y mantener los recursos humanos adecuados para cumplir sus obligaciones respecto a la seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos. Además de esta obligación, referida a los titulares de licencias, el artículo 8 hace extensiva la obligación de disponer de conocimientos y capacitación a todas las partes implicadas en la gestión de residuos radiactivos.

En todo caso, las disposiciones sobre capacitación del personal se han visto reforzadas aún más tras la adopción de dicha directiva, al introducirse en septiembre de 2011 un apartado en el RINR, según el cual el personal que preste servicio en instalaciones nucleares y radiactivas cuyas funciones estén relacionadas con la seguridad nuclear, la protección radiológica o la protección física, o cuya actividad pueda tener alguna interferencia en el funcionamiento de la instalación, debe reunir las condiciones de idoneidad física y psicológica adecuadas, pudiendo ser sometido a controles y análisis preventivos para detectar el consumo de sustancias tóxicas o estupefacientes. En cumplimiento de este artículo se vienen realizando dichos controles tanto a los empleados directos de las instalaciones nucleares como a sus contratistas.

En el caso de las instalaciones nucleares, el RSNIN, establece que el titular de una autorización de una instalación nuclear deberá disponer, durante todo el ciclo de vida de la instalación, de los necesarios recursos humanos con cualificación y competencias adecuadas, así como una estructura organizativa apropiada para mantener la seguridad nuclear y asegurar la capacidad de respuesta adecuada en situaciones de emergencia. A tales efectos, el titular deberá:

- Establecer una política global de formación del personal acorde con su importancia y que reconozca la relevancia de la seguridad nuclear.
- Garantizar la adecuada cualificación del personal que realiza funciones con impacto en la seguridad nuclear de la instalación.
- Implantar y actualizar los programas de formación, iniciales y continuos del personal de la instalación, teniendo en cuenta un diseño sistemático de la formación.

Adicionalmente, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) ha emitido distintas instrucciones donde se definen los requisitos de cualificación del personal que trabaja en las centrales nucleares.

La Instrucción IS-11, del CSN, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares, y la IS-12, sobre requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia en las centrales nucleares con funciones relacionadas con la operación segura de la planta, definen el desempeño eficiente y seguro de las tareas asignadas a cada puesto de trabajo. El término cualificación incluye titulación académica, experiencia y formación inicial y continuada.

Adicionalmente, la Instrucción IS-03, del CSN, sobre la cualificación para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes, detalla los requisitos de formación y experiencia que el CSN considera necesarias para esta condición de experto, siendo aplicable tanto a los responsables del Servicio de Protección Radiológica como a los técnicos a su cargo.

La Instrucción IS-06, del CSN, por su parte, define el alcance y contenido de los programas de formación en materia de protección radiológica de los trabajadores externos en el ámbito de las instalaciones nucleares, siendo aplicable a las empresas externas, instalaciones y trabajadores externos.

Los procedimientos y prácticas de las centrales nucleares se establecen cumpliendo con los requisitos definidos por el CSN en las instrucciones mencionadas, incluyendo tanto al personal de plantilla como a los contratistas permanentes y esporádicos en el alcance de la defini-

ción de perfiles tipo y de los análisis de idoneidad para el cumplimiento de estos requerimientos de formación.

22.1.2. Organización interna del personal de las instalaciones

En cada instalación nuclear hay un jefe de Operación o responsable técnico que supervisa todas las operaciones de empleo y explotación, con la facultad para suspender el funcionamiento de la instalación. Se distinguen también las figuras de jefe de Servicio de Protección Radiológica, Supervisor y Operador de instalaciones nucleares o radiactivas que requieren la posesión de licencias específicas. Cada una de tales licencias es personal, faculta a su titular a desarrollar su labor en una instalación determinada y es concedida por el CSN previo examen de competencia de los candidatos por un tribunal designado por el CSN para responsabilizarse del correspondiente servicio o unidad técnica, o como jefe de Servicio en Protección Radiológica.

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, los programas básicos de formación y entrenamiento del personal con o sin licencia, la competencia técnica necesaria para cada misión específica, así como los programas de reentrenamiento que se consideren adecuados. Las modificaciones de este Reglamento deben ser aprobadas por la Dirección General del Política Energética y Minas del MITERD previo informe preceptivo del CSN.

Por otra parte, en el Plan de Emergencia Interior se fijan las responsabilidades y recursos humanos necesarios para hacer frente a las situaciones de emergencia.

Una vez entran en explotación las instalaciones, el CSN 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 a comprobar que estos cubren cambios de normativa, modificaciones de diseño y experiencias operativas relevantes. En este sentido, 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.

22.1.3. Métodos empleados para analizar las competencias requeridas y las necesidades de capacitación respecto de todas las actividades relacionadas con la seguridad que se realizan en las centrales nucleares

Para analizar las competencias requeridas y las necesidades de capacitación respecto de las actividades relacionadas con la seguridad nuclear que se realizan en las instalaciones nucleares se ha optado por un diseño sistemático inspirado en la metodología SAT (*Systematic Approach to Training*), cuyo objetivo es determinar: los objetivos de aprendizaje de acuerdo con los resultados obtenidos de un análisis del puesto de trabajo previo; el diseño del programa de formación y entrenamiento y su implantación, basada en dichos objetivos de aprendizaje; las herramientas y recursos humanos necesarios para su consecución satisfactoria; la evaluación del grado de cumplimiento personal con los objetivos de aprendizaje previstos; y, por último, la evaluación y revisión del programa de formación y entrenamiento, basándose en la actuación del personal en su puesto de trabajo.

Tanto los programas de formación inicial como de formación continua son el resultado de dicho proceso sistemático. El grado de complejidad de este se ha establecido en función de los distintos puestos de trabajo, siendo el más completo el del personal con licencia de operación.

Para la gestión efectiva de los programas de formación se han creado los comités de formación, en los que la participación de los mandos jerárquicos es imprescindible para que la formación se focalice en la mejora del desempeño del personal.

El titular de una central nuclear tiene que asegurarse de que todo el personal está en posesión de las cualificaciones adecuadas para las funciones que le van a ser asignadas.

El personal nuevo y el que cambia de puesto de trabajo se cualifica de acuerdo con la regulación y la aplicación de la metodología SAT antes indicada, que requiere:

- Realización de una formación inicial por el personal nuevo de acuerdo con el plan de formación definido para cada puesto de trabajo.
- Realización de la formación necesaria por el personal que cambia de puesto de trabajo tras el correspondiente análisis de la formación que le faltaría para ocupar el nuevo puesto.
- Entrenamiento en el puesto de trabajo, bajo la supervisión de personal experimentado.
- Solape cuando es necesario.

La renovación de la cualificación se lleva a cabo con una frecuencia medio de cinco años.

22.1.4. Disposiciones para la capacitación inicial y el readiestramiento del personal de operación, incluida la capacitación en los simuladores

La cualificación inicial de los operadores de la sala de control de las centrales tiene una duración de 36 meses, repartidos entre clases lectivas, estudio tutelado, prácticas en el simulador y entrenamiento en el puesto de trabajo. Las prácticas en simulador deben tener una duración de, al menos, 240 horas y las de entrenamiento en el puesto de trabajo de 1.200 horas.

La cualificación inicial requerida a los supervisores de la sala de control incluye una experiencia mínima de tres años como operador y completar un programa de formación mínima de 12 meses, incluyendo al menos 100 horas prácticas de simulador y 500 horas de entrenamiento en el puesto de trabajo.

Una vez obtenida la licencia de operador o supervisor de la sala de control, es preciso seguir un programa anual de formación continua de 100 horas lectivas y un mínimo de 20 horas de simulador que, en la práctica actual, oscila entre 40 y 50 horas anuales.

Para el personal con licencia de operación de la sala de control, la regulación requiere la renovación de la licencia cada seis años.

El proceso completo está documentado y es inspeccionado regularmente.

En el pasado, se formó un grupo de trabajo mixto entre las centrales nucleares españolas, el CSN y la principal empresa nacional en temas de formación de operadores y supervisores, cuyo objetivo era mejorar el proceso de obtención de nuevas licencias orientado a la optimización del contenido y tiempo de dedicación de los programas de formación iniciales, así como a la mejora de la documentación que desarrolla el temario.

22.1.5. Capacidades de los simuladores de centrales nucleares utilizados para la capacitación respecto de la fidelidad a la central y alcance de la simulación

Cada central nuclear dispone de su propio simulador de alcance total réplica de la sala de control.

En el pasado se han mejorado las capacidades de los simuladores, extendiendo el rango de operación a las maniobras de operación normal, anormal y de emergencia, incluyendo la operación con inventario reducido en el primario y operaciones en condiciones de recarga de combustible. Los simuladores han incorporado las mejoras de los sistemas de control digital de las plantas con la máxima fidelidad física y funcional, utilizando las soluciones de simulación más actualizadas. Las modificaciones de diseño más relevantes se han instalado anticipadamente en los simuladores, sirviendo éstos de plataforma de validación tanto desde el punto de vista funcional como en los aspectos relacionados con la Ingeniería de Factores Humanos.

22.1.6. Disposiciones para la capacitación del personal de mantenimiento y de apoyo técnico

Como se ha mencionado anteriormente, los procedimientos y prácticas de las centrales nucleares se adaptan al cumplimiento de los requisitos definidos por el CSN en las instrucciones mencionadas anteriormente, además de los requisitos también señalados por el artículo 8 del RSNIN.

22.1.7. Mejoras de los programas de capacitación como resultado de nuevos conocimientos derivados de análisis de seguridad, la experiencia operacional, el desarrollo de métodos y prácticas de capacitación

Como se ha venido haciendo en el pasado, se han incorporado a los programas de formación inicial y continua los requisitos de formación y cualificación derivados de las nuevas tareas del personal que han surgido con la implantación de mejoras en las centrales nucleares después del accidente de Fukushima, que generalmente han introducido una componente de formación práctica elevada. Asimismo, ha sido necesario acometer el desarrollo de ejercicios de alcance integrado de emergencias donde participan todos los miembros de la organización implicados en la gestión de las emergencias, tanto las contempladas en las bases de diseño como las que dan lugar a accidentes severos fuera de las bases de diseño de la instalación.

22.1.8. Métodos utilizados para evaluar la suficiencia del personal en centrales nucleares

La planificación de la plantilla se lleva a cabo teniendo en cuenta la implantación del Plan Estratégico, los planes de jubilación y el tiempo dedicado a las actividades de cualificación descritas. Como singularidad, las vacantes de la sala de control se planifican con ocho años de antelación.

El dimensionamiento de una plantilla cualificada y experimentada está basado en:

- El cumplimiento con la regulación aplicable.
- La experiencia sobre carga de trabajo asociada a los distintos procesos para la gestión de la explotación de las centrales.
- El benchmarking realizado con centrales de la misma tecnología y similar regulación.

22.1.9 Política o principios que rigen el uso del personal contratado en apoyo o complemento del personal propio del titular de la licencia

Los principios aplicables al personal contratado en apoyo o complemento del personal propio del titular de la licencia, para conseguir un alto nivel de funcionamiento, incluyen lo siguiente:

- La responsabilidad final de garantizar la seguridad nuclear reside en los mandos de la organización del titular, no puede ser delegada en el personal de apoyo.
- Las normas y expectativas para la realización de las actividades del personal de apoyo son las mismas y del mismo nivel que las requeridas para el personal propio.
- El personal de apoyo conoce y hace uso de los mismos procesos de la organización del titular para la realización de sus actividades.
- El personal de apoyo que realiza su trabajo de una forma independiente (es decir, bajo su propia supervisión) está debidamente cualificado con criterios dimensionados al mismo nivel que el requerido para el personal propio.
- Las expectativas de seguridad laboral son claramente comunicadas al personal de apoyo que realiza sus actividades en la planta.
- Los roles y responsabilidades del supervisor, independientemente de si es personal de plantilla o de apoyo, están claramente definidas y robustamente implementadas en la supervisión de las actividades del personal de apoyo.

22.1.10. Métodos utilizados para evaluar la cualificación y capacitación del personal del contratista

Para evaluar la cualificación y capacitación del personal contratista, el titular debe adoptar las medidas necesarias para garantizar que la selección de la empresa externa es adecuada, conforme a lo definido en la Instrucción IS-12 del CSN:

- Comprobación de que el sistema de calidad de la empresa externa contempla medidas adecuadas para asegurar la competencia de su personal, incluyendo programas de formación y entrenamiento y los registros necesarios para demostrar su cualificación.
- Comprobación previa al inicio de los trabajos, de que el personal asignado por la empresa externa, para realizar los trabajos contratados, tiene la cualificación requerida.
- Finalización satisfactoria de los segmentos del programa de formación básica (salvo labores realizadas bajo escolta) y específica de la central nuclear (salvo supervisión permanente por parte de personal de la central nuclear) que le sean aplicables para el desempeño de las tareas asignadas al personal designado por la empresa externa, previa al inicio de los trabajos.

Adicionalmente, el titular debe exigir a los contratistas permanentes el cumplimiento de un programa de formación continua, diseñado de acuerdo con los criterios definidos en la citada IS-12, que permita a los trabajadores mantener la cualificación para el correcto desempeño de los trabajos contratados.

22.1.11. Descripción de la oferta y la demanda nacionales de expertos en materia de ciencia y tecnología nucleares

Las nuevas contrataciones se planifican con la antelación suficiente para programar con tiempo suficiente la formación necesaria del personal que sustituye al personal que se jubila y con el solape adecuado para la transferencia del máximo conocimiento posible en el relevo. En el caso de que se trate de un refuerzo organizativo se le da la formación requerida antes de ocupar el puesto de trabajo.

En España existen varios programas educativos que proporcionan a sus estudiantes un conocimiento profundo de los fundamentos teóricos y prácticos de la ingeniería nuclear y de la tecnología asociada a la producción de energía mediante la fisión nuclear. Estos programas educativos cuentan con la colaboración del CSN, de los titulares, y de organismos nacionales e internacionales. Como ejemplos destacan:

- Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear (Universidad Politécnica de Madrid).
- Máster en Ingeniería Nuclear y Aplicaciones (Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) y Universidad Autónoma de Madrid).
- Máster en Protección Radiológica en Instalaciones Radiactivas y Nucleares (Universidad Politécnica de Valencia).
- Máster in Nuclear Engineering (Universidad Politécnica de Cataluña).
- European Máster in Nuclear Energy-EMINE (Universidad Politécnica de Cataluña).

Actualmente, el número de alumnos españoles que cursan un máster en España en disciplinas relativas a la tecnología nuclear es muy bajo, por lo que existe el riesgo de que algunos programas desaparezcan por falta de alumnos. En el caso de los másteres internacionales que se imparten en España en estas disciplinas, estos se podrán mantener ya que cuentan con una proporción significativa de alumnos de otros países.

Por otra parte, la demanda de puestos de trabajo por parte de las centrales nucleares no siempre se cubre con la oferta de los másteres anteriormente mencionados. Por ello, las centrales disponen de programas de formación específicos para las vacantes en distintos puestos que suelen ocuparse con otros perfiles técnicos y de ingeniería, además de con las personas con formación específica en estas disciplinas, con tal de cubrir todos los conocimientos, habilidades y expectativas que se requieren para ejercer sus funciones con seguridad.

El Consejo de Seguridad Nuclear **colabora con tres** cátedras de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica para promover la formación y entrenamiento, así como el desarrollo de I+D,

en el campo de la seguridad nuclear y la protección radiológica con el objetivo de apoyar la entrada de jóvenes profesionales capacitados en estas materias en el sector. Esto fue considerado un área de buen desempeño como resultado de la misión IRRS-ARTEMIS de revisión inter pares llevada a cabo en España en 2018.

22.1.12. Métodos utilizados para el análisis de la competencia, la disponibilidad y la suficiencia de personal adicional requerido para la gestión de accidentes muy graves, comprendido el personal contratado o el personal de otras instalaciones nucleares

Una Organización de Respuesta ante Emergencias está integrada por el personal explotador, empresas colaboradoras y las organizaciones de Apoyo Exterior establecidas en el Plan de Emergencia Interior. La base de partida para la constitución de la Organización de Respuesta ante Emergencias en caso de ocurrir un accidente constituye el personal del turno presente en la central en el momento de iniciarse la emergencia y el personal de retén que se incorpora a la central de acuerdo con lo establecido en el Plan de Emergencia Interior. Según la gravedad y características de esta, la organización se va incrementando progresivamente hasta llegar a su grado máximo para así poder acometer todas las medidas de mitigación previstas.

Una Organización de Respuesta ante Emergencias debe estar dimensionada para poder afrontar las acciones requeridas para hacer frente a accidentes base de diseño y para ejecutar las estrategias de mitigación derivadas de los análisis de situaciones más allá de la previstas en las bases de diseño, así como en los procedimientos que desarrollan el plan de emergencia interior de la instalación.

Para llegar a definir la dotación y los medios humanos que son necesarios, en todo momento, en una Organización de Respuesta ante Emergencias de una central nuclear los titulares han diseñado una metodología específica, de tal forma que se garantice la capacidad de afrontar y mitigar eventos causados por sucesos extremos tales que supongan una condición más allá de las bases de diseño establecidas en la central, así como potenciales eventos con daños extensos en todo el emplazamiento.

Esta metodología se ha desarrollado a partir de estándares de la industria nuclear de Estados Unidos (NEI 06-12 rev. 2, NEI 12-06 rev. 1, NEI 12-01 rev. 0, NEI 10-5 rev. 0), así como de las diversas Instrucciones Técnicas Complementarias post-Fukushima emitidas por el CSN y las Guías de Seguridad asociadas.

Se ha desarrollado una metodología común con el objeto de crear un proceso dinámico y sostenible en el tiempo, de tal forma que todas las centrales nucleares españolas puedan comprobar y revisar, en todo momento, cómo los cambios realizados en la instalación o en la organización, las experiencias operativas surgidas o las mejoras implantadas en las instalaciones pueden afectar a las dotaciones necesarias para mitigar las emergencias. Un proceso secuen-

cial, que permite evaluar periódicamente el impacto de los diversos requerimientos surgidos en la Organización de Respuesta ante Emergencias de la central y modificar esta última adecuadamente en función de los cambios que puedan identificarse.

Todas las actuaciones, y por tanto las dotaciones, se establecen con recursos propios; es decir, los posibles apoyos y recursos externos como el Centro de Apoyo en Emergencias (CAE), la Unidad Militar de Emergencias (UME), organizaciones externas o personal de otras centrales nucleares se constituyen como una ayuda adicional, pero no se han tenido en cuenta para el dimensionamiento de los recursos propios.

22.1.13. Actividades de examen y control regulador

El CSN lleva a cabo actividades de supervisión y control relacionadas con los recursos humanos de las centrales nucleares de la forma siguiente:

- Se requiere que cada planta haya analizado y documentado las necesidades de capacidad técnica y dotación mínima de los recursos humanos de cada departamento organizativo para una explotación segura de la central.
- Se requiere que cada planta analice y documente los cambios organizativos y de recursos humanos relacionados con funciones de seguridad nuclear o protección radiológica, para garantizar que se siguen desempeñando adecuadamente las funciones y que el cambio y su gestión no tienen un impacto negativo en la seguridad.
- Anualmente las centrales nucleares remiten al CSN un informe con las modificaciones o actualizaciones relacionadas con la optimización de los recursos humanos de su organización.

Como ya se ha indicado, en lo concerniente a la cualificación del personal que realiza funciones relacionadas con la seguridad en centrales nucleares, el CSN cuenta con las instrucciones IS-11 para personal con licencia de operación, e IS-12 para el resto del personal.

En cuanto al personal con licencia de operación, la concesión de esta por el CSN requiere la adecuada cualificación previa de los aspirantes y la superación de las pruebas de examen (escrito, de simulador de la sala de control y de planta) establecidas por el Tribunal de Licencias de Operación del CSN. La renovación de las licencias de operación es concedida por el CSN cada seis años, previa solicitud y comprobación del cumplimiento de los requisitos establecidos en la IS-11.

El CSN realiza inspecciones bienales a los programas de formación del personal de las instalaciones nucleares, tanto de plantilla, como contratado permanente y esporádico. Estas inspecciones abarcan tanto a personal con licencia de operación como al resto de personal que realiza funciones relacionadas con la seguridad. En estas inspecciones se incluyen aspectos relacionados con la supervisión de la política, organización, recursos humanos y materiales, procesos y procedimientos del titular para el diseño sistemático de la formación del personal, los programas de formación resultantes y su implantación, así como comprobaciones del cumplimiento de los requisitos de cualificación del personal (titulación académica, experiencia,

formación inicial y continua). Asimismo, dentro del alcance de estas inspecciones se incluyen los aspectos relacionados con el mantenimiento de la fidelidad física y funcional de los simuladores réplica de alcance total.

22.1.14. Medios humanos disponibles en Enresa

La Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) tiene encomendada la gestión de los residuos radiactivos y el combustible nuclear gastado y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares (artículo 38 bis de la LEN; artículo 9 del *Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*). En virtud de esta normativa, Enresa tiene la consideración de titular de sus instalaciones para la gestión del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos y actúa como titular de aquellas otras actividades que desarrolle para las que se determine tal condición. Como consecuencia, Enresa es explotador responsable de las instalaciones del Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de El Cabril (C.A. El Cabril), de los procesos de desmantelamiento de las centrales nucleares de Vandellós I, José Cabrera y Santa María de Garoña.

A 31 de diciembre de 2023, Enresa disponía de una plantilla de 361 personas, de las cuales 202 estaban empleadas en la sede de Madrid, 111 en las instalaciones del C.A. El Cabril, 10 en el proyecto de desmantelamiento y clausura de la Central Nuclear Vandellós I, 7 en el proyecto de desmantelamiento correspondiente a la Central Nuclear José Cabrera, y 31 en la Central Nuclear de Santa María de Garoña.

La edad media de los trabajadores de Enresa es de 52 años. El envejecimiento del personal, circunstancia que comparte con otras organizaciones del sector, lleva implícita, por una parte, la necesidad de contratar nuevos trabajadores, y, por otra, la de asegurar una adecuada transmisión del conocimiento entre los trabajadores más experimentados y las nuevas incorporaciones.

En este sentido, la naturaleza jurídica de Enresa como empresa pública no facilita la flexibilidad deseable para la contratación de personal. En relación con la gestión de conocimiento, en el año 2018, Enresa adoptó un Plan General de Formación diseñado para atender a las necesidades específicas de cada Dirección. Por un lado, este Plan introdujo un criterio de flexibilidad, ya que el primer factor para determinar qué acciones de formación han de producirse es el criterio indicado por cada Dirección; por otro, hizo énfasis en la formación corporativa en asuntos de interés para toda la plantilla, tales como la informática o la legislación. Determinados puestos o áreas en las instalaciones de Enresa requieren formación específica, de acuerdo con requisitos regulatorios, y ha de garantizarse que se aporta dicha formación.

En el área de cultura de seguridad, se han introducido algunas medidas en respuesta a los requisitos impuestos por el CSN (en particular la IS-19, del CSN, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares). Tal es el caso de los comités de gestión integrada en el C.A. El Cabril y en Vandellós, o de la creación de un equipo de cultura de seguridad en la sede de Madrid con trabajadores de los demás centros de trabajo; así como de los planes que se emiten regularmente sobre mejora continua en la cultura de seguridad.

Por lo que respecta a la formación como parte integrante de la I+D, el plan de I+D de Enresa contiene, en su área sobre infraestructura y coordinación, una serie de actividades sobre gestión del conocimiento, retorno de experiencia y transferencia de conocimiento. En este sentido, Enresa está participando en diferentes actividades a nivel nacional e internacional sobre análisis y preservación del conocimiento, competencia y aptitudes.

22.2. Disponibilidad de recursos financieros

España viene dotándose de un Fondo para la financiación de las actividades previstas en el PGRR desde que se constituyó Enresa en el año 1984. El Fondo, externo a los productores de residuos, se nutre, casi exclusivamente, de sus aportaciones, y en menor medida de los rendimientos financieros del mismo. A este Fondo se imputan los costes relativos a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado, el desmantelamiento de instalaciones nucleares, los costes de estructura y los proyectos de I+D, las asignaciones a los municipios afectados por centrales nucleares o instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos o combustible nuclear gastado, y los tributos derivados de las actividades relacionadas con dicho almacenamiento.

El Fondo se encuentra actualmente regulado por la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, y por el *Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*. Durante el periodo del presente informe no se han producido novedades significativas en el sistema de financiación, que se encuentra resumido en el 6.2 del presente informe.

De acuerdo con lo establecido por la mencionada disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, corresponde al Gobierno, mediante real decreto, la revisión de los tipos de gravamen y elementos tributarios para la determinación de las cuotas de las prestaciones patrimoniales de carácter público no tributario. Con ello se asegura la disponibilidad de recursos financieros suficientes en el Fondo para llevar a cabo, de forma segura, las actividades contempladas en el PGRR.

En lo que respecta a las instalaciones radiactivas del ciclo de combustible nuclear, su desmantelamiento y clausura o cierre no está cubierto por el Fondo. En este caso, el RINR establece la obligación para sus titulares de presentar, previamente a su entrada en funcionamiento, una garantía financiera o aval que garantice su futuro desmantelamiento y gestión de los residuos radiactivos resultantes. Dicha garantía deberá ser constituida antes de la concesión de la autorización de explotación y deberá ser proporcionada de tal forma que cubra los costes y contingencias que se pudieran derivar de los procesos de desmantelamiento y clausura o cierre de la instalación, incluso en caso de insolvencia, cese de actividad o cualquier otra contingencia. La Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD podrá autorizar la actualización de dicha garantía en caso de que se produzcan circunstancias o modificaciones en la instalación que pudieran tener un impacto significativo en su desmantelamiento y clausura o cierre, o de acuerdo con los trabajos ya realizados en relación con estas actividades.

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.

El artículo 4.2 del *Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*, que completa la trasposición de la Directiva 2011/70/Euratom, establece que los productores de residuos radiactivos y de combustible nuclear gastado instaurarán y aplicarán sistemas integrados de gestión, incluida la garantía de calidad, que otorguen la debida prioridad a la seguridad en la gestión, y puedan ser objeto de verificación periódica.

Todas las actividades relacionadas con la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos, en España, están sometidas a un programa de garantía de calidad (PGC). El responsable de establecer y ejecutar este Programa es el titular de la autorización de la instalación o de la actividad regulada. Los PGC deben cumplir la norma UNE 73-401 de 1995 “*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.

El Consejo de Seguridad Nuclear emitió, en 2008, la IS-19, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares, cuyo origen se encuentra en el *Safety Requirement del OIEA NO. GS-R-3 The Management System for Facilities and Activities*. Esta Instrucción, aplicable desde el 1 de enero de 2010, afecta a todas las instalaciones nucleares y durante todo su ciclo de vida, es decir, desde la selección de emplazamiento hasta el desmantelamiento y clausura. Su principal novedad es la necesidad de integración de requisitos en 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.

Finalmente, el RSNIN, aprobado por Real Decreto 1400/2018, incorpora contenidos de la Directiva 2014/87/Euratom en lo que se refiere al establecimiento de los requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares durante todo su ciclo de vida. Entre otros, los titulares de autorizaciones de instalaciones nucleares deben establecer y mejorar de forma continua un sistema integrado de gestión, que comprenda la seguridad nuclear, la prevención de riesgos laborales, la protección medioambiental, la protección física, la calidad y los aspectos económicos, para garantizar que la seguridad nuclear se tiene debidamente en cuenta en todas las actividades de la organización.

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

El Sistema de Calidad de Enresa se describe en su documento llamado Manual de Calidad. En él se incluyen los requisitos de la normativa de calidad de obligado cumplimiento (UNE 73.401, Instrucciones y Guías de Seguridad del CSN, incluyendo, entre otras, la citada IS-19); así como otros estándares de cumplimiento voluntario, tal es el caso de la norma UNE-EN ISO 9001. Por otro lado, en este Manual se enuncia de forma resumida cómo se cumplen dichos requisitos, referenciando aquellos procedimientos que lo regulan.

Para cada instalación, proyecto o actividad relevante, Enresa elabora un Programa de Garantía de Calidad que es una adaptación del Manual de Calidad Corporativo a la especificidad de cada instalación, proyecto y actividad. Este documento, entre otros, es el que se presenta para aprobación cuando se requiere una autorización por parte del MITERD. **En total se cuenta con 10 Programas de Garantía de Calidad, entre los que destacan los de las tres instalaciones de Enresa: el C.A. El Cabril, Los desmantelamientos de las Centrales Nucleares José Cabrera y Vandellós I y el Programa específico para el diseño y fabricación de contenedores de combustible gastado y residuos de alta actividad.**

En un tercer nivel documental se encuentran los procedimientos que regulan las actividades de Enresa, algunos de ellos generales y otros específicos de instalaciones, proyectos o actividades.

Para asegurar que se establecen correctamente los programas de garantía de calidad y sus desarrollos, el departamento de Gestión de Calidad y Ambiental revisa toda la documentación del sistema, así como distintos documentos y registros que se generan al amparo del Sistema de Calidad, asegurándose que se incluyen y se cumplen los requisitos de calidad definidos en la normativa tanto externa como interna.

La verificación de la correcta aplicación de los programas de calidad se realiza mediante distintas herramientas: la primera barrera es la elaboración de procedimientos que definen sistemáticas maduras que cuentan con autocontroles por parte de los que ejecutan las actividades y una supervisión de sus responsables, así como de la generación de registros que evidencian aquello que se realizó. La segunda barrera son las actividades de evaluación interna independiente, en concreto todas las auditorías, inspecciones, supervisiones y revisiones documentales que realiza el departamento de Gestión de Calidad y Ambiental. **Existe una tercera barrera, ejecutada por las distintas unidades organizativas de las instalaciones, denominada autoevaluación, que se centra en analizar el cumplimiento de las expectativas y proponer acciones de mejora.** Por último se cuenta con una cuarta barrera basada en las evaluaciones externas independientes como son las propias inspecciones del CSN y las auditorías de tercera parte de aquellas empresas acreditadas por la Entidad Nacional de Acreditación (ENAC) y que certifican los sistemas de calidad de forma independiente.

Es importante destacar que la calidad de las actividades de Enresa también están marcadas por todos aquellos suministradores que proporcionan productos o servicios para Enresa, por

lo que también sobre ellos se toman las medidas oportunas para asegurar la calidad de lo suministrado. Entre estas actuaciones destacan la revisión de la documentación de compra antes de requerir ofertas para asegurar que se incluyen los requisitos de calidad; la evaluación previa y periódica de los suministradores de Enresa; auditorías; inspecciones a la recepción de lo adquirido o durante la prestación de los servicios, e incluso inspecciones en las propias fábricas de los suministradores durante la fabricación de los elementos. **Asimismo, los documentos que describen las sistemáticas específicas propuestas por el suministrador, en el ámbito de su sistema de calidad, siguen un proceso de revisión y aceptación por parte de Enresa con el fin de asegurar que cumplen con los requisitos definidos previamente.**

Por otro lado, Enresa ha mantenido los Sistemas de Gestión Integral en las instalaciones del C.A. El Cabril y el implantado en el Plan de desmantelamiento y clausura de la Central Nuclear José Cabrera, en ambos se prioriza la seguridad nuclear sobre el resto de los aspectos.

Vinculado a la Instrucción IS-19, del CSN, y a la Gestión Integral, se sigue trabajando en la implantación de una fuerte cultura de seguridad basada en ocho principios definidos por Enresa. **En el año 2020 se realizó la 2ª Evaluación Externa de Cultura de Seguridad y como resultado de esta se elaboró un Plan de Mejora que abarca desde el año 2021 hasta el 2024. Una vez finalizada la implantación de las acciones se comprobará la eficacia de estas mediante una Autoevaluación Interna de Cultura de Seguridad, herramienta intermedia de análisis de la evolución entre Evaluaciones Externas.**

Tras la planificación, ejecución y control, la última fase de la gestión es la mejora. Para abordar esta fase, Enresa implantó un sistema corporativo e integral de mejora de la seguridad, denominado SIM, que hace posible la participación de todo el personal en la identificación y gestión de no conformidades, acciones correctivas y acciones de mejora identificadas en las instalaciones y actividades corporativas. Esta herramienta recopila una media de 300 incidencias al año que dan la posibilidad de mejorar los procesos y actividades de Enresa y por lo tanto la seguridad nuclear.

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

En el periodo correspondiente al **Octavo informe nacional** se han continuado realizando actividades de evaluación e inspección concernientes a los programas de garantía de calidad o planes de calidad relativos a la gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos. Estas actividades se relacionan con:

- Licenciamiento, como modificaciones de diseño, de nuevos almacenes temporales individualizados (ATI).
- Licenciamiento y modificaciones de diseño de contenedores de almacenamiento y transporte de combustible gastado.
- Modificaciones de diseño en instalaciones ya licenciadas.
- Transporte de material radiactivo.

Actividades de evaluación:

- Plan de calidad del ATI de la central nuclear de Cofrentes.
- Aspectos de garantía de calidad de las centrales nucleares de Almaraz y Vandellós II en el marco de las revisiones periódicas de la seguridad en 2020 (Almaraz I y II y Vandellós II) y de 2021 (Cofrentes y Ascó I y II).
- Modificaciones introducidas en los Estudios de Seguridad de los contenedores ENUN 32P y ENUN 52B, en los aspectos de garantía calidad (capítulo 14), así como de los cambios introducidos al correspondiente plan de calidad para diseño, licenciamiento, fabricación y ensayos de los contenedores.
- Aspectos de garantía de calidad relativos a la solicitud de renovación de la aprobación de diseño del contenedor de almacenamiento de combustible gastado ENSA-DPT
- Aprobación del diseño del contenedor HI-STAR 150 para su uso como contenedor de almacenamiento en la central nuclear de Cofrentes (artículo 80 del RINR) en los aspectos de garantía de calidad.
- Apreciación favorable del diseño del contenedor de doble propósito (almacenamiento y transporte) HI-STAR 150, en los aspectos de garantía de calidad.
- Re-racking de C.N. Vandellós II.

Actividades de inspección:

- Se realizan anualmente dos inspecciones al programa de acciones correctivas de las centrales nucleares, y cada dos años una inspección a la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado.
- En 2022 se realizó una inspección a Enresa al Programa de Acciones Correctivas (denominado Sistema Integral de Mejoras) de residuos de alta.
- En 2023 se ha participado en una inspección a Ensa sobre aspectos del diseño del contenedor ENUN 32P.

Transporte de materiales radiactivos:

- Independientemente de las comprobaciones específicas que realiza el Área de transportes del CSN sobre aspectos concretos de los programas de garantía de calidad de los transportistas, el Área de Gestión de Calidad del organismo regulador realiza una inspección cada dos años a un transportista seleccionado con el fin de analizar el cumplimiento global de su programa de garantía de calidad. **Durante el periodo de tiempo considerado en este informe, el Área de Gestión de Calidad ha realizado una inspección a un operador de transporte (expedidor, transportista o fabricante), en este caso a Enresa sobre garantía de calidad en el proyecto del contenedor HISTAR150.**

Por su parte, el RSNIN recoge, en su artículo 7, cambios específicos en lo relativo al Sistema integrado y requisitos de calidad. En la Instrucción IS-19, del CSN, sobre los requisitos del sis-

tema de gestión de las instalaciones nucleares, se da cumplimiento a este Reglamento, siendo los objetivos de esta norma técnica:

- Mejorar el comportamiento en seguridad de las organizaciones mediante la utilización de la planificación, el control y la supervisión de las actividades relacionadas con la seguridad nuclear en situaciones normales, transitorias y de emergencia.
- Fomentar y promover una sólida cultura de seguridad mediante el desarrollo y fortalecimiento de actitudes y comportamientos apropiados con respecto a la seguridad nuclear en las personas y grupos de personas a fin de que desempeñen sus tareas de manera segura.

Además, en esta IS-19 se contempla para las instalaciones nucleares, en los términos a los que se refiere el citado artículo 7 del reglamento:

- Los recursos técnicos, económicos y humanos con cualificación y competencias adecuadas
- La política de seguridad enfocada a la mejora continua
- El establecimiento de un sistema de gestión integrada (que incluye la promoción y mejora de una cultura organizativa)
- La influencia de los factores humanos y organizativos durante todo el ciclo de vida de la instalación
- La garantía de que los requisitos de calidad se definen y aplican en la forma adecuada durante todo el ciclo de vida de la instalación
- El aseguramiento por la instalación de que los contratistas y subcontratistas bajo su responsabilidad y cuya actividad pueda afectar al objetivo de seguridad del artículo 6 RSNIN disponen de recursos humanos, técnicos y económicos adecuados.

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 y en el **Reglamento sobre protección de salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes (RPSI), aprobado por Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre.**

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 RPSI. Este reglamento transpone a la reglamentación española las disposiciones de la Directiva 2013/59/Euratom de la Unión Europea.

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.

Asimismo, el RSNIN recoge, en su artículo 9, que el emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación y desmantelamiento de una instalación nuclear debe asegurar que las dosis recibidas por los trabajadores expuestos y por el público, ante cualquier situación operacional, están justificadas, son tan bajas como sea razonablemente posible y están por debajo de los valores establecidos en las normas específicas y requisitos aplicables.

24.1. Protección de los trabajadores

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

Los principios básicos de justificación, optimización y limitación de la dosis individual están incorporados a la legislación española en el mencionado RPSI.

El principio de justificación establece, en el ámbito de la aplicación del RPSI, que “las decisiones que introduzcan una práctica deberán justificarse mediante un análisis que asegure que el beneficio individual o social que resulte de la práctica compense el detrimento de la salud que ésta pueda causar.”

El principio de optimización constituye la base fundamental de la actual doctrina de la protección radiológica y se formula en los siguientes términos: la magnitud de las dosis individuales, el número de personas expuestas y la probabilidad de exposición, deberán mantenerse lo más bajos que sea razonablemente posible, teniendo en cuenta el estado actual de los conocimientos técnicos y factores económicos y sociales.

La aplicación del principio de optimización requiere prestar una especial atención a todas las medidas de protección radiológica encaminadas a la prevención de la exposición a radiaciones que, fundamentalmente, se basan en:

- La evaluación previa de las condiciones laborales para determinar la naturaleza y magnitud del riesgo radiológico y asegurar la aplicación del principio de optimización.
- La clasificación de los lugares de trabajo en diferentes zonas, teniendo en cuenta: la evaluación de las dosis anuales previstas, el riesgo de dispersión de la contaminación y la probabilidad y magnitud de exposiciones potenciales.
- La clasificación de los trabajadores expuestos en diferentes categorías según sus condiciones de trabajo.
- La aplicación de normas y medidas de vigilancia y control relativas a las diferentes zonas y a las distintas categorías de trabajadores expuestos, incluida, en su caso, la vigilancia individual.

Estas medidas se recogen en los manuales de protección radiológica, que requieren la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

24.1.2. Medidas adoptadas para asegurar que ningún trabajador quede 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 RPSI se establecen los siguientes límites de dosis para los trabajadores expuestos:

- Límite de dosis efectiva: 20 mSv por año oficial.
- Límite de dosis equivalente para la piel (promediado sobre cualquier superficie cutánea de 1 cm²): 500 mSv por año oficial.
- Límite de dosis equivalente para el cristalino: 100 mSv a lo largo de 5 años oficiales consecutivos, y una dosis máxima de 50 mSv en un único año oficial.
- Límite de dosis equivalente para cada extremidad (manos, antebrazos, piel y tobillos): 500 mSv por año oficial.

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 en la zona de trabajo, **siempre que dicha vigilancia radiológica permita demostrar que los trabajadores están clasificados adecuadamente como trabajadores expuestos de categoría B.**

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.

Las disposiciones reglamentarias establecidas en el RPSI determinan que a todo trabajador expuesto **clasificado como categoría A y de categoría B con dosímetro individual asignado** 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 es gestionado por el CSN y al cierre del ejercicio dosimétrico de 2023, había registros de un total de más de 31.5 millones de mediciones dosimétricas, correspondientes a más de 455.000 trabajadores y más de 96.000 instalaciones. Cada una de esas

mediciones lleva asociada información sobre el tipo de instalación y el tipo de trabajo desarrollado por el trabajador.

El número de personas expuestas a radiaciones ionizantes controladas dosimétricamente en España en el año 2023 ascendió a 127.394.

Hay que indicar que en los valores globales presentados anteriormente correspondientes a contenido existente en el BDN se incluyen trabajadores expuestos que prestan sus servicios en el campo de las instalaciones nucleares, instalaciones radiactivas del ciclo de combustible e instalaciones radiactivas.

24.1.3. Dosimetría personal

Por lo que respecta a los resultados dosimétricos correspondientes al año 2023 para el conjunto de las centrales nucleares, cabe destacar que fueron 8.125 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en este campo de actuación y que fueron controlados dosimétricamente. Estas lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 3.202 mSv/persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 1,18 mSv/año considerando en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas. Estos datos se desglosan entre personal de plantilla y contrata en la tabla 7.

	Global	Plantilla	Contrata
Nº de trabajadores expuestos	8.125	1.870	6.320
Dosis colectiva (mSv x persona)	3.202	416	2.786
Dosis individual media (mSv/año)	1,18	1,11	1,19

Tabla 7. Resultados dosimétricos correspondientes al año 2023 para el conjunto de centrales nucleares (se incluyen los datos de Santa María de Garoña hasta el 31.07.2023. A partir de esa fecha se considera en cese de explotación).

En el año 2023 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la fábrica de Juzbado fueron 504. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 40,75 mSv/persona. Si se considera únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo es de 0,47 mSv/año.

En el año 2023, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos El Cabril fueron 241. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 6,28 mSv/persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,48 mSv/año.

En el año 2023, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en las actividades de desmantelamiento de la central nuclear Jose Cabrera fueron 14. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 0,30 mSv.p y la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,10 mSv/año.

24.2. Protección del público

El RPSI 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 RPSI se establecen los siguientes límites de dosis para los miembros del público:

- **Un límite de dosis efectiva para los miembros del público de 1 mSv por año oficial.**
- 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 en el Exterior (MCDE) mientras que en el C.A. El Cabril y en la Fábrica de combustible nuclear de Juzbado se desarrolla en el propio documento de Especificaciones.

A las centrales nucleares, tanto durante la operación como en la etapa de parada y en el 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. Asimismo, dicho límite también es aplicable a los efluentes radiactivos emitidos por la Fábrica de combustible nuclear de Juzbado.

El C.A. El Cabril se licenció teniendo en cuenta 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.

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.

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, con objeto de verificar el cumplimiento de los límites establecidos. Este cálculo se efectúa a partir de los resultados de los programas de muestreo y análisis de los efluentes radiactivos conforme a la metodología descrita en el MCDE.

Con objeto de determinar la actividad liberada al medio ambiente, los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos son siempre muestreados antes (descargas en tandas) o en (descargas continuas) el punto de descarga.

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 con el artículo 64 del RPSI, los titulares realizan con periodicidad anual una estimación de dosis al grupo de referencia teniendo en cuenta criterios más realistas. Los grupos de referencia considerados equivalen a los grupos críticos tal y como están descritos en la publicación ICRP-60.

Adicionalmente, de acuerdo con el artículo 64 del RPSI, los titulares realizan con periodicidad anual una estimación de las dosis recibidas por la población identificando a la persona representativa de los miembros del público teniendo en cuenta criterios más realistas.

En el caso de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear, dicha estimación se realizará al menos anualmente considerando:

- La información disponible para identificar a la persona representativa de los miembros del público teniendo en cuenta las vías efectivas de transmisión de las sustancias radiactivas.
- La evaluación de las exposiciones externas, indicando, según los casos, el tipo y la calidad de la radiación de que se trate.
- La evaluación de la incorporación de radionucleidos, indicando la naturaleza y los estados físico y químico de los radionucleidos, así como la determinación de las concentraciones de actividad de dichos radionucleidos en los alimentos y en el agua potable u otros componentes del medio ambiente pertinentes.

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

Conforme a 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.

La liberación de efluentes radiactivos al medio ambiente debe cumplir con los límites establecidos, buscando, además, que sea lo más baja posible teniendo en cuenta factores económicos y sociales, y las mejores técnicas disponibles (Instrucción IS-26).

De acuerdo con el RINR, 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.

Asimismo, 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 lo 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 2020, 2021 y 2022 de las centrales nucleares españolas y los de la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado y del C.A. El Cabril se resume en las tablas 8 y 9, respectivamente.

	Centrales PWR ⁽¹⁾						Centrales BWR ⁽¹⁾	
	CN José Cabrera ⁽²⁾	CN Almaraz I y II	CN Ascó I	CN Ascó II	CN Vandellós II	CN Trillo	CN Sta. M ^a Garoña ⁽³⁾	CN Cofrentes
Efluentes líquidos								
Año 2020								
Total salvo Tritio y Gases disueltos	2,72 10 ⁷	1,32 10 ¹⁰	1,97 10 ⁹	5,58 10 ⁹	2,31 10 ⁹	4,42 10 ⁸	3,57 10 ⁷	1,11 10 ⁸
Tritio	3,64 10 ⁷	2,53 10 ¹³	1,82 10 ¹³	2,39 10 ¹³	2,03 10 ¹³	1,59 10 ¹³	3,95 10 ¹⁰	3,63 10 ¹¹
Gases disueltos	--	ND	4,32 10 ⁷	2,44 10 ⁷	ND	ND	--	5,52 10 ⁶
Año 2021								
Total salvo Tritio y Gases disueltos	7,06 10 ⁷	1,57 10 ¹⁰	6,38 10 ⁹	1,94 10 ⁹	1,04 10 ¹⁰	2,63 10 ⁸	2,57 10 ⁷	1,05 10 ⁸
Tritio	6,82 10 ⁷	4,08 10 ¹³	2,50 10 ¹³	9,63 10 ¹²	2,23 10 ¹³	1,56 10 ¹³	5,97 10 ¹⁰	5,63 10 ¹¹
Gases disueltos	--	6,28 10 ⁹	1,02 10 ⁸	3,47 10 ⁷	ND	(4)	ND	1,27 10 ⁸
Año 2022								
Total salvo Tritio y Gases disueltos	2,76 10 ⁷	1,61 10 ¹⁰	2,78 10 ⁹	6,06 10 ⁹	6,02 10 ⁹	1,46 10 ⁸	3,36 10 ⁷	1,22 10 ⁸
Tritio	9,22 10 ⁷	1,55 10 ¹³	2,12 10 ¹³	2,12 10 ¹³	3,84 10 ¹³	1,44 10 ¹³	3,39 10 ¹¹	5,63 10 ¹¹
Gases disueltos	--	7,13 10 ⁷	3,62 10 ⁸	1,25 10 ⁷	1,30 10 ⁷	(4)	--	1,27 10 ⁸
Efluentes gaseosos								
Año 2020								
Gases Nobles	--	2,00 10 ¹²	3,33 10 ¹⁰	2,19 10 ¹⁰	3,31 10 ¹⁰	2,14 10 ¹¹	ND	1,53 10 ¹²
Halógenos	--	ND	ND	ND	4,14 10 ⁶	ND	--	4,15 10 ⁷
Partículas	--	7,64 10 ⁴	1,29 10 ⁶	1,52 10 ⁶	1,57 10 ⁶	ND	5,01 10 ⁵	1,50 10 ⁶
Tritio	--	4,40 10 ¹²	3,40 10 ¹¹	5,11 10 ¹¹	8,42 10 ¹¹	1,02 10 ¹²	9,43 10 ¹²	3,06 10 ¹¹
Carbono-14	--	2,26 10 ¹¹	2,77 10 ¹⁰	3,43 10 ¹¹	2,51 10 ¹¹	1,56 10 ¹¹	--	1,07 10 ¹¹
Año 2021								
Gases Nobles	--	1,00 10 ¹¹	2,69 10 ¹⁰	9,00 10 ¹⁰	1,45 10 ¹¹	9,94 10 ¹⁰	--	1,40 10 ¹²
Halógenos	--	ND	ND	ND	5,21 10 ⁷	ND	--	8,50 10 ⁷
Partículas	--	5,10 10 ³	2,12 10 ⁶	2,82 10 ⁶	3,23 10 ⁶	3,46 10 ⁵	1,06 10 ⁴	1,09 10 ⁷
Tritio	--	5,73 10 ¹²	8,26 10 ¹¹	6,88 10 ¹¹	9,26 10 ¹¹	7,97 10 ¹¹	6,13 10 ¹⁰	4,60 10 ¹¹
Carbono-14	--	3,54 10 ¹¹	1,51 10 ¹¹	9,60 10 ¹⁰	3,44 10 ¹¹	2,65 10 ¹¹	--	1,13 10 ¹¹
Año 2022								
Gases Nobles	--	1,01 10 ¹¹	1,09 10 ¹¹	8,01 10 ¹⁰	1,26 10 ¹³	7,64 10 ¹⁰	--	1,17 10 ¹²
Halógenos	--	ND	ND	ND	1,55 10 ⁸	ND	--	2,45 10 ⁷
Partículas	--	6,20 10 ⁵	2,21 10 ⁶	3,18 10 ⁶	3,43 10 ⁷	6,21 10 ⁵	1,32 10 ⁵	1,49 10 ⁷
Tritio	--	3,18 10 ¹²	4,00 10 ¹¹	2,68 10 ¹¹	8,47 10 ¹¹	7,46 10 ¹¹	6,47 10 ¹⁰	5,30 10 ¹¹
Carbono-14	--	2,20 10 ¹¹	1,35 10 ¹¹	9,78 10 ¹⁰	1,92 10 ¹¹	2,60 10 ¹¹	--	2,22 10 ¹¹

(1) ND = No Detectada

(2) Central en desmantelamiento desde el 1 de febrero de 2010

(3) Central en ces definitivo de la explotación desde el 6 de julio de 2013

(4) Los vertidos líquidos no arrastran gases disueltos por ser eliminados en su proceso de tratamiento

Tabla 8. Actividad de los efluentes radiactivos de las centrales nucleares (Bq).

C.A. El Cabril					
Efluentes gaseosos	Alfa Total	Beta total	Gamma ⁽¹⁾	Tritio	Carbono-14
Año 2020	1,67 10 ⁴	8,03 10 ⁴	ND	2,66 10 ⁹	2,53 10 ⁸
Año 2021	1,83 10 ⁴	8,61 10 ⁴	ND	1,92 10 ⁹	1,66 10 ⁷
Año 2022	1,48 10 ⁴	9,25 10 ⁴	ND	3,92 10 ⁷	ND
Fábrica de Juzbado					
Efluentes líquidos	Alfa Total				
Año 2020	2,22 10 ⁷				
Año 2021	2,33 10 ⁷				
Año 2022	2,02 10 ⁷				
Efluentes gaseosos	Alfa Total				
Año 2020	4,05 10 ⁴				
Año 2021	5,38 10 ⁴				
Año 2022	4,88 10 ⁴				

(1) ND = No Detectada

Tabla 9: Actividad de los efluentes gaseosos radiactivos del C.A. El Cabril y de la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado (Bq).

En el caso de la Central Nuclear José Cabrera, los efluentes vertidos al medioambiente se han generado como consecuencia de las tareas que se están realizando durante la fase de desmantelamiento, mientras que en el caso de la Central Nuclear Santa María de Garoña, que se encontraba en situación de cese definitivo de la explotación, se han originado como consecuencia de las tareas realizadas previas al desmantelamiento. **Tal y como se ha expuesto con anterioridad, en la actualidad, la Central Nuclear es titularidad de Enresa y desde el 17 de julio de 2023 se encuentra en su primera fase de desmantelamiento.**

Por otra parte, durante los años considerados, se han vertido efluentes radiactivos al medio ambiente desde la Central Nuclear Vandellós I, que se encuentra en fase de latencia, **para despresurizar el Cajón tras la prueba de estanqueidad.**

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 tres años considerados, que no han superado un 1,1% en el caso de las centrales nucleares españolas y un 8,8% en el caso del C.A. de El Cabril, del límite de descarga autorizado en cada caso.

24.2.4. Descargas no planificadas o no controladas

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

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

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

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.

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 este 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.

El marco legislativo y regulador, la estructura nacional en emergencia, la asignación de responsabilidades, las medidas de preparación para emergencias, el papel del Organismo regulador, etc., se describen en el [anexo C](#) del presente Informe.

En este apartado se ha tratado de reflejar, únicamente, las principales novedades o actuaciones que han tenido lugar en el periodo del Informe.

25.1. Novedades en el marco legislativo y regulador ante situaciones de emergencia

El marco normativo regulador ante situaciones de emergencia se ha reforzado mediante una serie de disposiciones que se resumen a continuación:

- **Instrucción IS-44, de 26 de febrero de 2020, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de planificación, preparación y respuesta ante emergencias de las instalaciones nucleares.** Tiene por objeto establecer los requisitos en materia de planificación, preparación y respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas que son de aplicación en el nivel de respuesta interior de las instalaciones nucleares en España. La entrada en vigor se vio alterada por la declaración del Estado de Emergencia por

Real Decreto 463/2020 por la Covid-19, por lo finalmente entró en vigor el 2 de diciembre de 2020. Se aplica a todas las instalaciones nucleares en cada una de las fases de vida de estas.

- *Real Decreto 586/2020, de 23 de junio, relativo a la información obligatoria en caso de emergencia nuclear o radiológica.* Tiene como objeto establecer normas y procedimientos de información sobre medidas de prevención y protección aplicables, junto con otro tipo de información relevante, a la población que pueda resultar afectada y a aquella que resulte efectivamente afectada en caso de una emergencia nuclear o radiológica, al personal de intervención de los planes de emergencia nuclear de nivel de respuesta exterior y de los planes especiales de protección civil ante el riesgo radiológico, así como a la Unión Europea, sus Estados miembros, terceros países, y a otras organizaciones internacionales. Esta información se comunicará sin necesidad de que sea solicitada, y se facilitará en formatos, soportes y medios adecuados, de modo que sea plenamente accesible y comprensible a personas con discapacidad de cualquier tipo.
- *Resolución de 16 de diciembre de 2020, de la Subsecretaría del Ministerio de Interior, por la que se publica el Acuerdo del Consejo de Ministros de 15 de diciembre de 2020, por el que se aprueba el Plan Estatal General de Emergencias de Protección Civil.*
- *Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.*
- *Resolución de 21 de marzo de 2023, de la Subsecretaría del Ministerio del Interior, por la que se publica el Acuerdo del Consejo de Ministros, por el que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes en el ámbito de la protección civil. Este Acuerdo transpone, en temas de emergencias, la Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y tiene como finalidad establecer unas normas básicas y uniformes de seguridad que garanticen la protección de la salud de las personas sometidas a una exposición ocupacional, médica y poblacional frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes. En el ámbito de la protección civil, si bien la mayor parte de la transposición se ha realizado a través del mencionado Real Decreto 586/2020, todavía era necesario incorporar y adaptar cuestiones como los criterios radiológicos para la protección a la población y al personal que interviene en la emergencia, o algunos otros aspectos complementarios que deben tenerse en cuenta en los planes de protección civil elaborados para dar respuesta a eventuales emergencias nucleares y radiológicas.*
- *Real Decreto 524/2023, de 20 de junio, por el que se aprueba la Norma Básica de Protección Civil, que llega tras la elaboración del PLEGEM. El Sistema Nacional de Protección Civil actualiza plenamente su esquema normativo, en coherencia con el impulso a esta política de seguridad pública que se ha situado en los últimos tiempos como un instrumento fundamental de cohesión territorial y social por su orientación*

a garantizar la seguridad de todas las personas en las situaciones de vulnerabilidad como consecuencia de emergencias y catástrofes. Merece destacar que este Real Decreto deroga varias Directrices Básicas de Planificación y Planes Estatales de protección civil, sin embargo, indica que los vigentes continuarán aplicándose hasta tanto sean aprobados, de conformidad con lo dispuesto, respectivamente, en los artículos 5 y 14.1 de la Norma Básica, los nuevos instrumentos de planificación que los sustituyan.

- Orden TED/796/2023, de 13 de julio, por la que se autoriza la transferencia de titularidad de la central nuclear Santa María de Garoña, de la empresa Nuclenor, SA, a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, SA, S.M.E., y se autoriza la fase 1 del desmantelamiento de esa central.

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

25.2.1. Nivel de Respuesta Interior

Los requisitos establecidos en la IS 44 están graduados en función de los riesgos inherentes a cada tipo de instalación nuclear en cada fase operativa. Su entrada en vigor consolidó la gestión de emergencias en las instalaciones nucleares y exigió que todos los titulares analizaran que cumplieran con sus exigencias o hacer las oportunas modificaciones que se reflejaron en las propuestas de modificación de los Planes de Emergencia Interior (PEI) de todas las Instalaciones Nucleares, que fueron aprobadas en este periodo.

En el periodo de este informe y para las centrales nucleares, derivado de las mejoras implantadas tras las pruebas de resistencia se ha continuado comprobando en los simulacros del PEI la operatividad de todos los medios de los que disponen los titulares recogidos en sus PEI para afrontar una situación de emergencia. En este periodo además de la revisión de los PEI motivada por la entrada en vigor de la IS 44 los titulares han solicitado revisiones convencionales del PEI y en algunos casos y para los titulares que así los tienen recogido en sus autorizaciones de explotación han realizado modificaciones de los PEI por la denominada vía de modificaciones menores, siempre que los cambios propuestos no modifiquen aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica.

En este periodo y con base en la experiencia derivada de los tribunales de licencia y de la realización de simulacros del PEI, se ha creado un grupo de trabajo en el que participan técnicos del CSN y técnicos de la gestión de emergencia de los titulares para revisar el texto de algunos sucesos iniciadores del PEI que han suscitado discrepancias de interpretación, se espera que este grupo concluya sus trabajos en el primer semestre de 2024.

Asimismo, se ha probado que pueden ser desplazados por carretera o aerotransportados a cualquier central nuclear afectada, equipos de mitigación de daño extenso desde el Centro Alternativo de Emergencias (CAE) situado en la Comunidad de Madrid.

25.2.2. Nivel de Respuesta Exterior

Durante el periodo cubierto por el presente informe, para las emergencias gestionadas bajo la Directriz Básica de Protección Civil frente al Riesgo Radiológico, el CSN ha informado favorablemente la revisión 2 del Plan Especial frente al Riesgo Radiológico de **Castilla la Mancha, la revisión 2 del Plan Especial frente al Riesgo Radiológico de la Comunidad de Madrid, así como los Planes Especiales frente al Riesgo Radiológico de Murcia, Baleares y Asturias.**

25.3. Preparación y respuesta ante situaciones de emergencia

Para cumplir con las misiones que el CSN tiene encomendadas por ley en emergencias y que vienen recogidas en su Plan de Actuación ante Emergencias del CSN, se han aumentado los efectivos y los grupos del personal a retén en una hora.

Todas las instalaciones nucleares, centrales nucleares en operación o en desmantelamiento y el resto de las instalaciones nucleares continúan realizando sus preceptivos simulacros de emergencia interior, desarrollando escenarios complejos de accidente que permitan comprobar la operatividad de los PEI ante cualquier hipotético accidente postulado para cada instalación. En los emplazamientos con dos unidades, los últimos años, se diseñan escenarios que afectan simultáneamente y de forma diferente a ambas unidades. Así mismo de acuerdo con criterios establecidos por el CSN, estos simulacros se pueden utilizar para activar la Organización de Respuesta a Emergencias del CSN y pueden ser objeto de inspección específica. **Algunos de los simulacros son gestionados desde la denominada Salem de respaldo del CSN.**

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

En el acuerdo bilateral que el CSN tiene suscrito con la ASN (Autorité de Sûreté Nucléaire, organismo regulador francés) en materia de emergencias, se incluye, entre otros objetivos, que ambas organizaciones se informen rápidamente de cualquier accidente nuclear o radiológico que ocurriese en cualquier parte de su territorio que pudiese afectar a cualquier parte del territorio nacional o que produjese preocupación entre sus ciudadanos. Asimismo, se incluye también el intercambio de la planificación anual de los simulacros de emergencia con objeto de que expertos de cada regulador puedan participar en calidad de observadores en la realización de los que la otra organización desarrolle.

En este periodo un técnico del CSN ha asistido en la sede de la ASN al desarrollo del simulacro de emergencia de la central nuclear francesa de Flamanville realizado el 13 de diciembre de 2022.

El CSN **continúa participando** en las reuniones del grupo sobre emergencias de HERCA, Working Group Emergencies (WGE).

Se continúa trabajando en el hecho de que, si bien en la fase más temprana de un accidente son importantes las incertidumbres sobre el accidente y el potencial impacto radiológico, la dirección de la emergencia tiene que tomar decisiones en materia de protección. Esto requiere una gran flexibilidad en las decisiones. En este sentido el WGE de HERCA ha propuesto para los países que se vieran afectados por un accidente nuclear, la coordinación de las decisiones y el mecanismo de respuesta para la fase temprana del accidente, lo que se ha denominado en el grupo HERCA-WENRA: el *Common Situation report* o *Common Approach* basado en los siguientes principios:

- Entendimiento y confianza mutuos
- Coordinación de actividades
- Alineamiento de las recomendaciones entre países vecinos

El objetivo es desarrollar mecanismos que permitan implementar medidas de protección durante una emergencia de una manera consistente a lo largo de las fronteras comunes entre países sin tener que cambiar los procedimientos de cada país.

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 el RINR, se entiende por desmantelamiento:

“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 esta y define, en el caso de liberación restringida del emplazamiento, las limitaciones de uso que sean aplicables y el responsable de mantenerlas y vigilar su cumplimiento”.

La información sobre el proceso de licenciamiento del desmantelamiento de instalaciones nucleares se recoge en el **anexo B** de este Informe.

26.1. Organización y responsabilidades del desmantelamiento

El desmantelamiento y la clausura de instalaciones nucleares en España constituyen un servicio público esencial cuya gestión, por el artículo 38-bis de la LEN, se encomienda a Enresa, que actuará como titular en las operaciones relativas al desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares y, en su caso, de las instalaciones radiactivas. El objeto y funciones de Enresa en relación con el desmantelamiento están referidas en el artículo 9 del *Real Decreto 102/2014 de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible gastado y los residuos radiactivos*.

De acuerdo con el RINR, 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 a su desmantelamiento. Antes de la concesión de la autorización de desmantelamiento, el titular de la autorización de explotación debe haber acondicionado los residuos radiactivos de operación que hayan sido generados durante la operación de esta 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 MITERD.

Una vez el titular de explotación de la instalación haya concluido las actividades previas al desmantelamiento mencionadas anteriormente, la instalación debe ser transferida temporalmente a Enresa para proceder a su desmantelamiento. Las obligaciones y requisitos que implican dicha transferencia de titularidad se concretan y establecen en las especificaciones técnico-administrativas de aceptación entre Enresa y los propietarios de las instalaciones nucleares, referidas en el artículo 11 del Real Decreto 102/2014, debiendo contar con la aprobación previa del MITERD.

La organización y responsabilidad de Enresa, como titular de las instalaciones en proceso de desmantelamiento, están definidas legalmente en el propio RINR.

Una lección evidente de la experiencia habida hasta el presente es la necesidad de contar con una estrategia anticipada y planificada del futuro desmantelamiento de la central nuclear durante su periodo de explotación, que demuestre la viabilidad y seguridad con que se puede afrontar dicho desmantelamiento. Esta planificación incluye no solo aspectos tecnológicos o económico-financieros de las actividades a realizar, sino también la previsión de aspectos organizativos, de la gestión de materiales residuales e incluso de la previsión de los aspectos político-sociales que puedan ser afectados por el desmantelamiento.

La planificación debe comenzar ya en la fase de diseño y construcción de la central nuclear, continuar a lo largo de su vida operativa y estar en condiciones de aplicarse inmediatamente tras el cese definitivo de su explotación.

La reciente Instrucción del Consejo IS-45, sobre los requisitos de seguridad durante las fases de diseño, de construcción y de explotación de las instalaciones nucleares para

prever su futuro desmantelamiento, viene a incluir en la regulación española la necesidad de planificar los desmantelamientos de las centrales nucleares con antelación suficiente al fin de su etapa operativa.

26.2. Financiación del desmantelamiento

Con carácter general, la financiación del desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares no ha sufrido modificaciones respecto a lo reportado en el anterior informe nacional. Para más detalles del sistema de financiación consúltese el [anexo D](#).

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 declaración de clausura de las mismas y están sometidas a los preceptos del RINR. En este aspecto resulta plenamente de aplicación la normativa señalada 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.

26.4. Archivo documental para el desmantelamiento y clausura

El RINR y la reciente instrucción del Consejo IS-45, que desarrolla el artículo 36 del RS-NIN, establecen la obligación de los titulares de las instalaciones nucleares de recopilar y conservar de manera adecuada toda la información relevante de la etapa de operación. **Tanto el RSNIN como la instrucción indicada**, exigen también que toda instalación nuclear autorizada disponga durante su operación **de un Plan preliminar de desmantelamiento que describa** las previsiones de desmantelamiento y clausura de la instalación que describa, 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 (art. 20 j del RINR).

Los acuerdos de transferencia de titularidad establecen contractualmente los mecanismos y procedimientos que le permiten el acceso de Enresa 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 esta.

G

Sección G.

Seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado

Esta sección comprende los requisitos previstos en los artículos del 4 al 10 de la Convención sobre la seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado.

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 que se produce en las centrales nucleares españolas se almacena, en primer lugar, en las piscinas de los reactores. Cuando la capacidad de estas no es suficiente, o cuando es necesario de cara al desmantelamiento, el combustible se transfiere a instalaciones de almacenamiento temporal individualizado (ATI) construidas en los emplazamientos de las propias centrales.

Con fecha en el cierre de este informe, existen ATI operativos en las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Santa María de Garoña, Almaraz y Cofrentes. Dado que los ATI de Ascó, Almaraz y Cofrentes no tienen capacidad suficiente, La Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) ha programado la construcción de nuevos ATI complementarios de los actuales en estas centrales, estando previsto su inicio de operación en 2026. También está programada la construcción de un nuevo ATI con inicio de operación en 2026 en Vandellós II, que es la única central que actualmente no dispone de almacenamiento en seco.

Los ATI en funcionamiento emplean contenedores de almacenamiento en seco: contenedores metálicos de doble propósito, aprobados para almacenamiento y transporte en el caso de las centrales de Trillo, Almaraz y **Cofrentes** y sistemas de almacenamiento de hormigón y metal, en el caso de José Cabrera y Ascó. **Como se expone a lo largo del informe, la central nuclear Santa María de Garoña se encuentra en situación de parada desde el año 2012 y en cese definitivo de explotación desde agosto de 2017, iniciándose su desmantelamiento en julio de 2023 tras la transferencia de la titularidad a Enresa. A pesar de lo anterior, y bajo la hipótesis de continuidad de operación de la central, se licenció y construyó un ATI que obtuvo autorización de puesta en servicio en el año 2018. El sistema de almacenamiento seleccionado para esta central consiste en contenedores metálicos de doble propósito**

Las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado son instalaciones nucleares o parte de instalaciones nucleares que se rigen por el marco legal y regulador general aplicable (ver **anexo A**) y que está constituido básicamente por la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear (LEN), el *Real Decreto 102/2014, sobre gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*, el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, el Reglamento sobre Seguridad Nuclear en Instalaciones Nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSI), aprobado por Real Decreto 783/2001, y la legislación medioambiental, además de por las siguientes Instrucciones de Seguridad (IS) emitidas por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN):

- *Instrucción IS-20, del CSN, sobre requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado.*
- *Instrucción IS-26, del CSN, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares.*
- *Instrucción IS-29, del CSN, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad.*

Estas Instrucciones incorporan los requisitos del OIEA y los niveles de referencia de WENRA y, en el caso de la Instrucción IS-26, los requisitos de seguridad de la Directiva de Seguridad Nuclear 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 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, documento oficial presentado con la solicitud de las autorizaciones en las diferentes fases de la instalación, y en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, también documento preceptivo para la explotación de las instalaciones nucleares.

Estas medidas tienen en cuenta los criterios establecidos en las normas técnicas del OIEA, además de la normativa del país de origen de la tecnología (el US NRC 10CFR 50 en caso de las piscinas de las centrales y el US NRC 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 de Seguridad Nuclear antes citadas, en particular en la IS-20 y en la IS-29.

4.1.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de las condiciones subcríticas

No ha habido variación desde el último informe nacional en los criterios y métodos empleados para el mantenimiento de las condiciones subcríticas en las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado. El criterio de diseño adoptado para el mantenimiento de las condiciones subcríticas (tanto en las piscinas como en los contenedores de almacenamiento en seco) es que el factor de multiplicación neutrónica (Keff), incluidos todos los sesgos e incertidumbres con un nivel de confianza del 95%, sea menor de 0,95 en condiciones de operación normal, anormal o de accidente.

Los métodos empleados a este fin son los siguientes:

- En las piscinas de los reactores nucleares, se organiza y mantiene una configuración geométrica segura, con empleo de venenos neutrónicos fijos o disueltos (excepto en los reactores BWR), se limita el enriquecimiento inicial y se otorga crédito al grado de quemado de los combustibles,
- En los contenedores de almacenamiento en seco, el mantenimiento de las condiciones subcríticas está basado en la geometría del bastidor, la presencia de materiales absorbentes neutrónicos como parte inherente o fijada al mismo y en los límites administrativos sobre enriquecimiento del combustible en U-235 y grado de quemado alcanzado de los combustibles almacenables.

4.1.2. Medidas para garantizar la adecuada remoción de calor

El sistema de refrigeración de las piscinas de almacenamiento de combustible de las centrales retira el calor generado y mantiene un nivel mínimo de agua por encima de los elementos de combustible que garantiza el blindaje adecuado en cualquier situación.

Los contenedores de almacenamiento en seco de las centrales nucleares han sido diseñados para evacuar al ambiente el calor generado por los elementos combustibles mediante mecanismos pasivos de convección, conducción y radiación.

La evacuación de calor de los contenedores metálicos de doble propósito se encuentra facilitada por la propia estructura del contenedor que favorece la conducción de calor al exterior, a su vez evacuada por convección y radiación.

En el caso de los contenedores de metal y hormigón la estructura está ventilada por convección natural lo que permite el enfriamiento de la cápsula albergada en su interior. La propia cápsula tiene también una estructura interior que favorece la conducción del calor al exterior, así como la convección del gas inerte en su interior.

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

La minimización de la generación de residuos es un principio establecido en la LEN (artículo 38). Se ha recogido también en el Real Decreto 102/2014 (artículo 3a) que traspone al ordenamiento jurídico español la *Directiva 2011/70/Euratom (artículo 4) sobre gestión segura y responsable de la gestión de residuos radiactivos*.

En los sistemas de almacenamiento en húmedo del combustible gastado o piscinas, la minimización de residuos se dirige a reducir, tanto como sea posible, los residuos secundarios que se producen en la purificación del agua y los filtros de los sistemas de limpieza y ventilación del aire de los edificios en donde estos están ubicados. El criterio de minimización de residuos establecido como requisito general de las instalaciones nucleares se aplica igualmente en el diseño de las instalaciones y sistemas de almacenamiento temporal en seco de combustible gastado y los procesos asociados a la carga del combustible.

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

La toma en consideración de las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado es un elemento que forma parte del marco legal y regulador español desde hace décadas. La toma en consideración de interdependencias figura entre los principios generales en la gestión que enumera el *Real Decreto 102/2014 para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*.

La Instrucción IS-26, del CSN, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, refiriéndose a la gestión de residuos radiactivos, requiere que el titular identifique y reconozca previamente las interacciones y relaciones con otras etapas cuando se adopten decisiones en cada etapa de gestión de los residuos radiactivos, de manera que se consiga un balance equilibrado de la seguridad y efectividad global.

En la práctica, el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PLAGERR) es un documento esencial para la aplicación de este principio. El PLAGERR, documento oficial para la explotación de las instalaciones nucleares, es aprobado por el MITERD, previo informe del CSN, dentro del proceso de licenciamiento de la instalación. Los objetivos, criterios y contenidos del PLAGERR se hallan regulados por la Guía de Seguridad 9.03 del CSN, del año 2008. Los respectivos PLAGERR de las centrales nucleares en operación han sido adaptados a dicha guía.

Además, debe considerarse la estrategia general incluida en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), tal y como indica el Real Decreto 102/2014: *“En el Plan se recogerán las estrategias, actuaciones necesarias y soluciones técnicas a desarrollar en España en el corto, medio y largo plazo, encaminadas a la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y al resto de actividades relacionadas con las anteriores, incluyendo las previsiones económicas y financieras y las medidas e instrumentos necesarios para llevarlas a cabo”*.

Un reflejo directo de la toma en consideración de interdependencias es la adopción de criterios para la aceptación de residuos radiactivos y de combustible gastado que deben suscribir los titulares de instalaciones nucleares para su gestión posterior por Enresa, como aparece indicado en el artículo 11 del Real Decreto 102/2014, relativo a las Especificaciones técnico-administrativas. Dichas especificaciones serán válidas hasta el final de la vida de las instalaciones, incluyendo el desmantelamiento y clausura, y deberán haber sido aprobadas por el MITERD, con el informe previo del Consejo de Seguridad Nuclear.

Los contratos-tipo que se vienen estableciendo entre Enresa, como gestora de los residuos de acuerdo con la regulación española, y los titulares de las instalaciones nucleares en relación con el combustible gastado y residuos radiactivos, tienen la consideración de especificaciones técnico-administrativas de aceptación.

Por último, cabe señalar que, entre las obligaciones de información de Enresa al CSN introducidas por el Real Decreto 102/2014 se encuentra la de remitir, durante el primer trimestre de cada año, información sobre las interdependencias, acuerdos e interfaces de competencias con los titulares de otras instalaciones de gestión de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos (artículo 12.2 del mencionado Real Decreto).

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

Las disposiciones para la protección de las personas y el medio ambiente de los riesgos derivados de las instalaciones nucleares y radiactivas se encuentran contenidas en el marco legal existente en España, según se ha expuesto en las secciones **E** y **F** de este Informe. Estas disposiciones aplican tanto a las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado asociadas a las centrales nucleares como a las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado independientes.

En el ámbito de la gestión del combustible gastado y, específicamente, en el de las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad, los criterios básicos de protección de los trabajadores se recogen en el artículo 38 de **la LEN, desarrollado en el RPSI, aprobado por Real Decreto 1029/2022, durante el periodo cubierto por el presente informe.**

Adicionalmente, el Reglamento sobre Seguridad Nuclear en Instalaciones Nucleares, aprobado por Real Decreto 1400/2018, establece los requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares durante todo su ciclo de vida, con el fin de garantizar un alto nivel de seguridad nuclear para proteger a los trabajadores y al público en general contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes procedentes de instalaciones nucleares [...].

Las medidas de carácter general adoptadas en relación con la protección de los trabajadores, así como las relativas al control y vigilancia de efluentes y a la optimización de la protección radiológica en las instalaciones nucleares anteriores se exponen en el [artículo 24](#) del presente Informe.

En cuanto a las medidas de protección radiológica de las personas y la sociedad en el caso de las instalaciones de gestión y almacenamiento de combustible gastado se desarrollan en los artículos [6](#), [7](#), [8](#) y [9](#) de este Informe y en el [artículo 25](#) para gestión de emergencias.

En cuanto a las medidas de protección del medio ambiente, estas se rigen por la normativa nacional de evaluación del impacto ambiental, específicamente por la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de Evaluación Ambiental, que incorpora las *Directivas 2001/42/CE, de 27 de junio, sobre evaluación de las repercusiones de determinados planes y programas en el medio ambiente, y la Directiva 2011/92/UE, de 13 de diciembre, de evaluación de las repercusiones de determinados proyectos públicos y privados sobre el medio ambiente.*

En España, los ATI ubicados en los emplazamientos de las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz, **Cofrentes y Garoña**, han sido sometidas a la evaluación de impacto ambiental (EIA) y obtenido la correspondiente declaración de impacto ambiental (DIA).

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, en primer lugar, por la normativa común a otras actividades industriales con este tipo de riesgos, que está constituida, fundamentalmente, por la legislación de evaluación de impacto ambiental. Asimismo, las limitaciones establecidas a tal fin en los correspondientes requisitos que conforman la autorización de las instalaciones correspondientes tienen en cuenta dichos riesgos en su operación. La autorización de las instalaciones de gestión del combustible gastado requiere una evaluación de impacto ambiental y una autorización de operación.

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 estas 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

Está previsto que el almacenamiento temporal del combustible gastado en sistemas en seco se prolongue durante varias décadas. La robustez y seguridad de las instalaciones y sistemas de almacenamiento se consigue mediante el estricto cumplimiento de la normativa durante el emplazamiento, diseño, construcción y operación, sometido a un marco regulador de licenciamiento y supervisión por parte del organismo regulador establecidos en el **RINR, en la IS-20, Instrucción por la que se establecen los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado, y en la Ley 15/1980, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear**. La política nacional en materia de gestión del combustible gastado recoge las diferentes etapas necesarias de almacenamiento temporal hasta la disposición final en un almacén geológico profundo, así como las previsiones financieras, técnicas y de investigación necesarias. Esta política de gestión a largo plazo asegura que el combustible y los residuos permanezcan aislados del medioambiente protegiendo a las generaciones actuales y futuras.

No obstante, como se ha mencionado en el párrafo anterior, considerando que las actividades de gestión del combustible y los residuos pueden involucrar a varios responsables y abarcar periodos más largos, la LEN, indica en su artículo 38 que, en referencia a las medidas a tomar por las organizaciones responsables de instalaciones nucleares, estas 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

El marco normativo español establece, por medio de la LEN, de la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, sobre el Sector Eléctrico y del *Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*, las medidas específicas para tal fin, relacionadas con la asignación de responsabilidades, las provisiones de fondos para la financiación de las actividades previstas por el PGRR y las provisiones en cuanto a las necesidades de control institucional.

La legislación establece las responsabilidades de los distintos agentes involucrados en la gestión del combustible gastado: Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), Organismo regulador (CSN), productores y Enresa, según se detalla, entre otros, en los artículos 20 y 21 del presente informe.

En relación con este apartado, el marco legal provee la constitución, dotación y mecanismos de gestión y garantía del Fondo económico establecido para la financiación de las actividades del PGRR, entre ellas la gestión del combustible gastado, cuyos detalles se pueden encontrar en el [anexo D](#). Mediante las provisiones a dicho Fondo, la generación que se beneficia de la producción de electricidad de origen nuclear paga los costes asociados al combustible generado hasta su disposición final.

La LEN establece también que el Estado asumirá la titularidad del combustible gastado 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, una vez que haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente autorización.

En este sentido, la Directiva 2011/70/Euratom puso de puesto de manifiesto la obligación ética de cada Estado miembro de evitar a las generaciones futuras cualquier carga indebida en relación con el combustible nuclear gastado, y estableció el marco comunitario para asegurar tal principio.

En línea con la directiva, el Real Decreto 102/2014, que completó su trasposición al ordenamiento jurídico español, tiene por objeto “la regulación de la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos cuando procedan de actividades civiles, en todas sus etapas, desde la generación hasta el almacenamiento definitivo, con el

fin de evitar imponer a las futuras generaciones cargas indebidas, así como la regulación de algunos aspectos relativos a la financiación de estas actividades, dando cumplimiento al marco comunitario”.

Como resultado de lo anterior, y de acuerdo con el Real Decreto 102/2014, el **Séptimo PGRR incluye, entre su contenido “los conceptos o planes para el período posterior a la fase de explotación de una instalación de almacenamiento definitivo, indicando el período de tiempo durante el cual se mantengan los controles pertinentes, junto con los medios que deben emplearse para preservar los conocimientos sobre dicha instalación a largo plazo”.**

Asimismo, el artículo 9.2 del RSNIN, aprobado por Real Decreto 1400/2018, establece que el emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación y desmantelamiento de una instalación nuclear debe asegurar que las consecuencias radiológicas razonablemente previsibles en las generaciones futuras no son mayores que las permitidas para la generación presente.

Por último, la autorización de desmantelamiento y cierre de las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos, introducida en la regulación del licenciamiento de instalaciones como consecuencia de la Directiva 2011/70/Euratom, busca garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, que determinará, en su caso, las áreas del emplazamiento que deberán ser objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado.

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

Este artículo solamente hace referencia a las instalaciones existentes en el momento de entrada en vigor de la Convención en España. En aquel momento, las únicas instalaciones de gestión de combustible gastado eran las piscinas de las centrales nucleares. En la actualidad, la revisión de la seguridad de dichas piscinas se efectúa por medio de las Revisiones Periódicas de Seguridad (RPS) de las centrales nucleares, cuestión que se aborda, fundamentalmente, bajo los artículos 8 y 9 de este Informe, así como la aplicación de algunas medidas del Plan Nacional de Acción post-Fukushima (NACP) descritas en profundidad en anteriores informes.

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.

La estrategia básica española en la gestión del combustible gastado, según se recoge en el vigente **Séptimo PGRR** prevé el almacenamiento temporal del combustible gastado y residuos de alta actividad, con base en 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.

Las instalaciones planificadas para la gestión del combustible gastado estarán destinadas al almacenamiento temporal de dicho combustible de forma individualizada.

6.1. Previsión de nuevas instalaciones de gestión de combustible gastado

En línea con la estrategia prevista en el Séptimo PGRR, el objetivo para los próximos años es el mantenimiento de la capacidad de gestión del combustible gastado (CG), de los residuos de alta actividad (RAA) y de los residuos especiales (RE) en las centrales nucleares mediante ATI, así como la puesta en marcha de un almacén temporal descentralizado (ATD) para CG, RAA y RE en cada central nuclear con CG (Almaraz, Ascó, Cofrentes, Santa María de Garoña, José Cabrera, Trillo y Vandellós II), formado por su ATI o, en su caso, sus ATI, más una nueva instalación complementaria o medidas adicionales, que permitan realizar las operaciones de mantenimiento y reparación de sus contenedores, para garantizar la función de recuperabilidad a nivel de contenedor.

Teniendo en cuenta lo anterior, durante el periodo cubierto por el informe, tras la obtención de la autorización de puesta en marcha de la modificación el 25 de mayo de 2021, ha entrado en operación el ATI de la Central Nuclear de Cofrentes. Asimismo, durante dicho periodo, se ha iniciado el procedimiento de licenciamiento de un ATI en la Central Nuclear de Vandellós, única central que no cuenta con capacidad de almacenamiento en seco, y, además, dado que, de acuerdo con la capacidad útil de las piscinas y de los ATI de Ascó, Almaraz y Cofrentes, y con las previsiones de generación de combustible gastado en estas centrales, no se dispone de suficiente capacidad de almacenamiento para permitir la continuidad de su explotación hasta la fecha de cese definitivo de explotación prevista en el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC) y el posterior desmantelamiento, se han solicitado autorizaciones de modificación de diseño para la construcción de nuevos ATI complementarios de los actuales. A tales efectos, el licenciamiento del ATI de Vandellós y de los nuevos ATI de capacidad total de Ascó, Almaraz y Cofrentes, requiere de las siguientes autorizaciones, conforme a la normativa nuclear y medioambiental:

- Autorización de ejecución y montaje de la modificación de diseño de la central para la implementación de un ATI, conforme al artículo 25.2 del RINR, aprobado por Real Decreto 1836/1999. Esta autorización está, en los 4 casos, pendiente de informe del CSN.
- Autorización de la modificación de diseño de la central para puesta en marcha de la modificación de diseño, de acuerdo con el procedimiento establecido en el artículo 25.1 del RINR. Esta autorización se solicitará tras la obtención de la autorización de ejecución y montaje anterior.
- Licenciamiento del contenedor HI-STORM FW, para almacenamiento en seco de combustible gastado, para el que Enresa deberá solicitar al CSN su apreciación favorable conforme al artículo 82 del RINR.
- Por lo que se refiere al impacto de la instalación sobre el medioambiente, los proyectos están siendo sometidos a evaluación de impacto ambiental conforme al procedimiento establecido en la Ley 21/2013, de 9 de diciembre. Dichos procesos culminarán con la obtención de la declaración de impacto ambiental (DIA) de los proyectos.

Asimismo, dado que el ATI de la Central Nuclear Santa María de Garoña fue diseñado y construido en su momento bajo la hipótesis de continuidad de explotación de la central, tras la concesión de la autorización de transferencia de titularidad de Nuclenor, S.A., a Enresa, y de la fase uno del desmantelamiento de esta central, Enresa ha solicitado una modificación del ATI con objeto de ampliar su capacidad para permitir el almacenamiento temporal de la totalidad del combustible actualmente almacenado en la piscina para poder acometer las tareas de desmantelamiento de la central. Su licenciamiento requerirá de la correspondiente autorización de modificación de diseño de la central conforme al artículo 25.1 RINR.

Por último, en relación con el proyecto de almacén temporal centralizado (ATC), previsto en el 6º PGRR, el 7º PGRR, ante la falta del consenso social, político e institucional nece-

sario para designar un emplazamiento para el ATC, ha optado por la referida puesta en marcha de ATD, decisión que ha supuesto el abandono del proyecto ATC y que ha motivado la aprobación, con fecha 27 de diciembre de 2023, del Acuerdo por el que se adoptan las instrucciones necesarias para el abandono del proyecto para albergar un almacén temporal centralizado (ATC) y se insta a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa), a llevar a cabo las actuaciones que procedan para la terminación ordenada de los procedimientos iniciados para su puesta en funcionamiento.

Las cuestiones llevadas a cabo durante este periodo relacionadas con el emplazamiento, los criterios para evaluar las repercusiones radiológicas, la información al público, la construcción y la seguridad de estas instalaciones pueden encontrarse desarrolladas en los artículos 6.2, 6.3, 6.4, 7 y 8 del presente Informe.

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

El análisis de los factores relacionados con el emplazamiento de las instalaciones nucleares tiene que estar contenido en la documentación a presentar para la obtención de las correspondientes autorizaciones, según establece en el RINR (expuesto en el [anexo B](#) del presente informe), en los términos previstos en la Instrucción IS-26, del CSN.

Igualmente, se ha de tener en cuenta, lo establecido en el artículo 14, “Evaluación inicial del emplazamiento”, del RSNIN, aprobado por Real Decreto 1400/2018, esto es, evaluar el potencial emplazamiento de una instalación nuclear para determinar los efectos que la misma pueda tener, desde el punto de vista de la seguridad nuclear, en la población y medio ambiente circundantes, así como también los posibles condicionantes que el emplazamiento pueda imponer sobre el diseño de la instalación, incluidos los aspectos relativos a las vías de transporte y a la gestión de emergencias.

Concretamente, con la solicitud de autorización previa se presenta el estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación, que debe comprender la información suficiente sobre los parámetros de estos 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. Dicha documentación es evaluada por el CSN, que emite un informe para la concesión de la autorización por parte del Ministerio.

Esta información se completa en la documentación a presentar con la solicitud de autorización de construcción y, posteriormente, con la solicitud de autorización de explotación, que además de la información actualizada de los parámetros del emplazamiento, incluidos los relativos a usos de suelos y agua y cuantos datos puedan contribuir a un mejor conocimiento del mismo, deben incluir los planes de vigilancia y de verificación de los parámetros básicos representativos.

Los factores del emplazamiento son adicionalmente evaluados en las Revisiones Periódicas de Seguridad a las que están sometidas las instalaciones nucleares, que se realizan cada 10 años, así como en las solicitudes de modificación de las instalaciones 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 desmantelamiento y clausura se requiere la presentación de un estudio radiológico del emplazamiento y de su zona de influencia.

En el caso de los ATI, tanto los existentes en las centrales de Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz, Cofrentes y Santa María de Garoña, como en el previsto en la central Vandellós II y en las ampliaciones previstas en las centrales de Ascó, Almaraz, Cofrentes y Santa María de Garoña, la evaluación de seguridad tiene en cuenta las características propias del emplazamiento en cada caso, conocidas a través de las sucesivas autorizaciones de dichas centrales, así como las interfases de las mismas con el correspondiente sistema de almacenamiento, de manera que:

- Por una parte, se realiza la comprobación de que los factores del emplazamiento están dentro de los márgenes contenidos en el Estudio de Seguridad (ES) de la aprobación de los contenedores de almacenamiento a utilizar, según lo requerido en la Instrucción IS-20, del CSN, sobre los requisitos de diseño y uso de los contenedores.
- Por otro lado, se realiza el análisis de los factores del emplazamiento que pueden incidir en el diseño y asentamiento de la losa de hormigón del ATI.

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

De acuerdo con la *Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear, número IS-29, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad*, artículo 3.1, el titular de la instalación de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad debe tener como objetivo general de seguridad proteger a las personas y al medio ambiente de los efectos perjudiciales de las radiaciones ionizantes. Para ello, deberá demostrar en el ES de la instalación que se cumple este objetivo tanto en operación normal y sucesos operacionales previstos, como en caso de accidentes.

Durante la operación normal y sucesos operacionales previstos, la dosis efectiva anual a cualquier miembro del público que se localice más allá del área controlada debe ser inferior a 250 μSv . Se entiende por área controlada el área que rodea a la instalación de almacenamiento temporal donde el titular de este ejerce autoridad sobre su uso y dentro de la cual se realizan las operaciones, debiendo existir al menos una distancia de 100 metros entre el combustible gastado o el residuo de alta actividad que se almacene en la instalación y el límite del área controlada. Al objeto de garantizar que la exposición a la población se mantiene en el valor más bajo que sea razonablemente posible, se podrán establecer restricciones operacionales de las dosis debidas a los efluentes radiactivos y niveles de irradiación externa producidos en la instalación.

Para accidentes base de diseño, los criterios de aceptación se establecen en términos de dosis efectiva inferior a 50 mSv, dosis equivalente a la piel inferior a 500 mSv y dosis equivalente al cristalino inferior a 150 mSv, e igualmente para cualquier miembro del público situado más allá

del área controlada. La verificación de dichos límites ante sucesos iniciadores postulados se contempla en el análisis de accidentes y de sus consecuencias radiológicas que se integra en el Estudio de Seguridad de la instalación. El umbral aceptable de frecuencia estimada de un suceso es de uno en un millón de años para la realización de un análisis detallado de los efectos de los sucesos de este tipo, y de posibles medidas para mitigar los mismos. En todo caso el valor umbral de corte para la consideración de un suceso como base de diseño debe ser establecido en las bases de diseño. Por tanto, sucesos internos o externos con una frecuencia de excedencia inferior podrán ser considerados como más allá de la base de diseño.

En el caso de los ATI existentes en los emplazamientos de las centrales nucleares de Ascó, Almaraz, Trillo y Cofrentes, y en las centrales en fase desmantelamiento de Santa María de Garoña y José Cabrera, 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. En estas instalaciones, durante la operación normal y sucesos operacionales previstos, el cumplimiento con el criterio de aceptación radiológico mencionado anteriormente tiene en cuenta la irradiación externa o interna debida a la contribución de las centrales nucleares existentes en el emplazamiento.

6.4. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones proyectadas de gestión de combustible gastado

Las cuestiones generales relativas a la información y participación pública (papel del Organismo regulador y de otras autoridades, deber de informar a los ciudadanos, Comités locales de información de las centrales nucleares, página web, SISC, publicidad en proyectos de normas, Ley 21/2013, etc.) ya se han abordado bajo el [artículo 20.2.8](#) y el [apartado 3 del anexo B](#) del presente Informe, por lo que a continuación únicamente destacamos las específicamente vinculadas con la información al público en materia de seguridad de las instalaciones de gestión de combustible gastado llevadas a cabo en instalaciones proyectadas en este periodo, es decir, los **ATI de capacidad total de las centrales nucleares de Vandellós II, Ascó, Cofrentes y Almaraz.**

El MITERD está sometiendo las modificaciones de diseño para la construcción de los citados ATI de capacidad total al procedimiento de evaluación de impacto ambiental previsto en la Ley 21/2013, que incluye un trámite de información pública y consultas a Administraciones Públicas afectadas y a personas interesadas por un periodo de 30 días hábiles, hallándose dichos procedimientos en distintos estados de tramitación a la finalización del período cubierto por este informe. En todo caso, las observaciones que se reciban durante dichos trámites serán remitidas a los titulares para que, una vez tomadas en consideración, tengan la oportunidad de introducir las modificaciones pertinentes en unas nuevas versiones del proyecto y del Estudio de Impacto Ambiental.

Por otro lado, la revisión del RINR que se está llevando a cabo prevé que los comités de información, que hasta ahora solamente se venían celebrando en los municipios en los que están situadas las centrales nucleares con el fin de informar a la población del entorno durante la

construcción, explotación y desmantelamiento de dichas centrales, se hagan extensivos, además, a las instalaciones de almacenamiento de combustible nuclear gastado o de residuos radiactivos, en línea con la sugerencia que, a tales efectos, se efectuó a España durante la sexta reunión de revisión.

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 en el diseño y la construcción para limitar el impacto radiológico de las instalaciones

El objetivo de protección radiológica de las instalaciones de gestión del combustible gastado se encuentra establecido de forma general en LEN, en su artículo 38.

Este objetivo se desarrolla en el RSNIN, en lo que se refiere a la prevención de accidentes y a evitar emisiones radiactivas (artículo 6), la limitación de la dosis a trabajadores y público (artículo 9), la defensa en profundidad de la instalación (artículo 11) mediante mecanismos de seguridad intrínsecos y barreras múltiples (artículo 16) que aseguren el cumplimiento de las funciones de seguridad, incluyendo la recuperabilidad del combustible gastado y los residuos radiactivos (artículo 17).

De forma específica, este objetivo se desarrolla en las Instrucciones de Seguridad (IS) del CSN *IS-26, Requisitos generales de seguridad aplicables a las instalaciones nucleares, e IS-29, Criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad*.

Esta última Instrucción, IS-29, exige que el objetivo de protección radiológica sea tenido en

cuenta en el diseño, construcción y operación de la instalación, lo que requiere que se adopten medidas 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,
- Mitigar las consecuencias de dichos sucesos en el caso de que ocurran y
- Minimizar la generación de residuos radiactivos.

De acuerdo con el RINR, el ES a presentar con la solicitud de autorización de este tipo de instalaciones debe demostrar que se cumplen estos objetivos, tanto en operación normal como en condiciones anormales y en caso de accidente.

En el caso concreto de los ATI ubicados en el emplazamiento de las centrales nucleares, la solicitud de su autorización se aborda como una modificación de diseño de la planta. De acuerdo con el artículo 25 del RINR, y debido a la gran envergadura de las obras que conlleva, es necesario obtener una autorización de ejecución y montaje del ATI, cuya solicitud deberá ir acompañada de la documentación indicada en el artículo 27. El CSN evalúa los cambios realizados en los Estudios de Seguridad y las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de forma previa a la concesión por el MITERD de la correspondiente autorización.

De manera complementaria, de acuerdo con lo requerido en el artículo 80 del RINR, el diseño de los contenedores o sistemas de almacenamiento que se utilizan en los ATI debe ser aprobado por el MITERD, **previo informe preceptivo y vinculante del CSN, para cuya emisión se tiene en cuenta** lo dispuesto en la Instrucción de este Organismo IS-20 *Requisitos de seguridad relativos a los contenedores de almacenamiento de combustible gastado*. Esta instrucción establece en su artículo 3.3 los criterios de protección radiológica a cumplir en el diseño de contenedores de combustible gastado para su uso en instalaciones de almacenamiento temporal autorizadas. También requiere que cualquier modificación del diseño, de pruebas, de métodos de evaluación, procedimientos o manuales del contenedor que pudieran afectar a la protección radiológica, deberá ser evaluada por el titular quien, en caso de que se den las circunstancias descritas en su artículo 6.1, deberá solicitar una autorización de modificación de la aprobación de diseño.

En la práctica, como ya se ha comentado en anteriores informes nacionales, los procesos de aprobación del diseño de los contenedores y autorizaciones de los ATI existentes en las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz y Santa María de Garoña, han tenido en cuenta estos objetivos y requisitos. Desde el proceso cubierto por el séptimo informe, se ha autorizado la puesta en marcha de un ATI en la central nuclear de Cofrentes, cuyo licenciamiento ha seguido el mismo procedimiento que los ATI anteriores. Los contenedores que se emplean en este ATI, diseñados y fabricados por la empresa estadounidense Holtec International, son del modelo HI-STAR 150, también licenciado durante el periodo que cubre este informe.

7.2. Previsiones de cara a la clausura

Como puede verse en el [anexo B](#) referido al proceso de licenciamiento de instalaciones, 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. Asimismo, estas previsiones se desarrollarán en mayor grado en la solicitud de autorización de explotación, de acuerdo con lo especificado en el artículo 20 del RINR.

Asimismo, el artículo 36 del RSNIN requiere que el titular, durante las fases de diseño, construcción y explotación habrá de prever las necesidades y tener en cuenta las actividades requeridas para el desmantelamiento seguro de la instalación. El titular debe establecer y mantener un plan de desmantelamiento de la instalación acorde con las previsiones requeridas por el RINR.

Igualmente, el licenciamiento para la construcción y puesta en marcha de ATI en el emplazamiento de las propias centrales, considerado como una modificación de diseño de la central, sigue lo dispuesto por los artículos 25,26 y 27 del RINR. Durante el periodo cubierto por el informe se pueden destacar las siguientes actividades:

- La Central Nuclear de Cofrentes ha licenciado y puesto en operación un ATI que complementa la capacidad de su piscina.
- La Central Nuclear de Ascó ha aumentado la capacidad de almacenamiento de 16 a 18 contenedores por losa, para un total de 36 contenedores.
- La Central Nuclear Santa María de Garoña está en proceso de licenciar un aumento de capacidad de su ATI para permitir el almacenamiento de la totalidad de su combustible con vistas a su desmantelamiento total.
- Las Centrales Nucleares de Ascó, Almaraz y Cofrentes están en proceso de licenciar ampliaciones de ATI en sus emplazamientos, y la Central Nuclear Vandellós II un ATI de nueva creación, para poder todas afrontar el proceso de vaciado de piscinas de combustible en los plazos requeridos en el PGRR.

7.3. Tecnologías utilizadas para el almacenamiento de combustible gastado

Todas las centrales en explotación o en situación de cese definitivo de la misma disponen de piscina para el almacenamiento del combustible gastado, siendo esta tecnología la que aporta mayor capacidad para ello.

Por otra parte, las centrales de Trillo, Ascó, Almaraz y Cofrentes (en operación); José Cabrera y Santa María de Garoña (en desmantelamiento), almacenan combustible gastado en distintos sistemas de almacenamiento en seco ubicados en los ATI autorizados a tal efecto:

- En los casos de Trillo, Almaraz, Cofrentes y Santa María de Garoña, la tecnología empleada es la de contenedores metálicos de doble propósito (almacenamiento y transporte).
- El sistema de almacenamiento empleado en José Cabrera y Ascó consta de tres componentes diferenciados: una cápsula metálica multipropósito, 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 un contenedor de transporte común previsto para el transporte futuro de la cápsula cargada hasta la instalación en la que se realice la siguiente etapa de gestión.
- La ampliación de las instalaciones de almacenamiento en Ascó, Almaraz y Cofrentes, así como la nueva instalación en Vandellós II emplearán un sistema similar al de José Cabrera y Ascó de mayor capacidad.

Artículo 8. Evaluación de la seguridad de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar:

- 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.
- 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

El régimen de autorizaciones de las instalaciones nucleares, incluidas las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado, viene desarrollado en el RINR, que recoge la necesidad de presentar un Estudio Preliminar de Seguridad (EPS) con la autorización de construcción (artículo 17) y de un ES con la solicitud de explotación (artículo 20). Para el caso de la construcción de ATI en el emplazamiento de las propias centrales, éstos se consideran modificaciones de diseño de las mismas, debiendo llevarse a cabo, igualmente, el correspondiente análisis de seguridad e identificando los cambios sobre el ES de la instalación, requiriéndose una autorización de ejecución y montaje y otra de puesta en marcha de la modificación (artículos 25 y 27).

El contenido de cada uno de estos estudios de seguridad, el EPS y el ES, se encuentra detallado igualmente en el RINR, según se indica en el anexo B de este Informe. Dichos estudios

deben 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.

De manera complementaria, de acuerdo con lo requerido en el artículo 80 del RINR, el diseño de los contenedores de almacenamiento que se utilizan en los ATI debe ser aprobado por el MITERD, previo informe preceptivo y vinculante del CSN, para cuya emisión se tiene en cuenta lo dispuesto en la Instrucción de este Organismo IS-20 Requisitos de seguridad relativos a los contenedores de almacenamiento de combustible gastado. Esta instrucción establece el alcance y contenido del estudio de seguridad del contenedor, así como los criterios para su revisión. Adicionalmente, cuando el propio contenedor o alguno de los componentes del sistema de almacenamiento cumplen funciones de transporte (como es el caso del contenedor de doble propósito de las centrales nucleares de Trillo, Santa María de Garoña, Almaraz y Cofrentes, así como el de los contenedores para transporte de la cápsula MPC, de los sistemas de almacenamiento de las centrales José Cabrera y Ascó, respectivamente), se realiza la aprobación del diseño como modelo de bulto para transporte tipo B(U), de acuerdo con la reglamentación internacional de transporte, previa presentación del correspondiente Estudio de Seguridad.

El RSNIN aprobado durante el periodo cubierto por el anterior informe, incorpora al derecho español la Directiva 2014/87/Euratom en lo relativo a los requisitos básicos de seguridad nuclear. El artículo 12 de dicho reglamento requiere la evaluación de seguridad de la instalación (emplazamiento, diseño y operación) para determinar que se ha alcanzado un adecuado nivel de seguridad nuclear y que la instalación cumple con el objetivo de seguridad.

Estos requisitos se encuentran desarrollados en la Instrucción *IS-26, del CSN, sobre requisitos básicos de seguridad aplicable a instalaciones nucleares*, y más en detalle en la Instrucción *IS-29 del CSN, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad*, que enfatiza los principios de defensa en profundidad, la protección mediante barreras múltiples y la seguridad pasiva, y especifica que el objetivo del análisis de seguridad a realizar por el titular es verificar la capacidad de las barreras y elementos importantes para la seguridad para prevenir los accidentes y mitigar sus consecuencias.

Conforme al artículo 13 del RSNIN, y a las Instrucciones IS antes mencionadas, las centrales nucleares e instalaciones de almacenamiento de combustible gastado están obligadas a realizar una Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) al menos una vez cada diez años, que es supervisada por el CSN. El objetivo de esta RPS es verificar la seguridad nuclear de la instalación y obtener una valoración global del comportamiento de esta durante el periodo considerado, mediante el análisis sistemático de todos los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica. La RPS debe:

- a. Confirmar que la instalación sigue cumpliendo con sus bases de diseño, o establecer las medidas correctoras necesarias si, en algún caso, no se cumplieran.
- b. Verificar la disponibilidad y vigencia de las medidas para la prevención de accidentes y la mitigación de sus consecuencias, y la aplicación del principio de defensa en profundidad.

- c. Garantizar que la seguridad nuclear permanece en un nivel elevado durante el siguiente periodo.
- d. Llevar a cabo las “medidas razonablemente factibles” para cumplir con los objetivos de seguridad del RSNIN y la correspondiente Directiva de Seguridad Nuclear 2014/87/Euratom.

La *Guía de Seguridad 1.10 (Rev. 2) Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares* incluye la experiencia de la realización de las últimas revisiones de seguridad en las centrales españolas y en otros países, la guía de seguridad SSG-25 “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants” del OIEA, las lecciones aprendidas del accidente de la central nuclear de Fukushima ocurrido en marzo de 2011, las directivas de seguridad nuclear de la Unión Europea (Directiva 2009/71/Euratom del Consejo de 25 de junio de 2009 y Directiva 2014/87/Euratom del Consejo de 8 de julio de 2014), los niveles de referencia de WENRA así como los retos asociados con el envejecimiento y obsolescencia de los equipos y la posible operación a largo plazo de las instalaciones más allá de su vida inicialmente prevista.

Adicionalmente, el CSN ha establecido los requisitos para la gestión del envejecimiento durante el periodo de vida de diseño y de operación a largo plazo mediante la Instrucción IS-22, Revisión 1, de 15 de noviembre de 2017. **Para el caso particular de los contenedores de almacenamiento en seco de combustible gastado, la Instrucción IS-20 establece como requisito la consideración del envejecimiento en aquellas estructuras, sistemas y componentes que se clasifiquen como importantes para la seguridad. Una vez agotado el periodo de validez previsto por la IS-20 para las aprobaciones de diseño de los contenedores, esta Instrucción establece el requisito de justificar que el almacenamiento del combustible gastado no ha afectado adversamente a las estructuras, sistemas y componentes del contenedor, justificación que en la práctica se establece sobre la base de un programa la gestión del envejecimiento.**

Por último, el RSNIN establece en su artículo 15 el seguimiento de las condiciones del emplazamiento de las instalaciones mediante programas de vigilancia y seguimiento, durante todo el ciclo de vida de la instalación, de las características del emplazamiento y los sucesos externos que puedan afectar a la seguridad nuclear de la misma, las condiciones del entorno que puedan verse afectadas por el posible impacto de la instalación nuclear y la evaluación del impacto potencial sobre el emplazamiento de las modificaciones en la instalación durante la operación.

8.2. Aplicación al licenciamiento de las instalaciones existentes y previstas

El licenciamiento de las piscinas asociadas al diseño de las centrales nucleares, así como sus ATI, están integrados en el licenciamiento de las propias centrales y sometidos al proceso de las Revisiones Periódicas de la Seguridad.

Durante el periodo cubierto por este informe nacional se ha realizado la evaluación de las RPS de las centrales nucleares de Ascó y Cofrentes, con el alcance indicado anterior-

mente, y se encuentra en proceso la evaluación de la RPS de la central nuclear de Trillo. Son destacables los siguientes aspectos en relación con las mejoras de la seguridad implantadas en las instalaciones:

- En el caso de C.N. Cofrentes, digitalización del proceso de movimiento de combustible, existencia de un Plan Director de Combustible Gastado, mejoras en la capacidad de almacenamiento de combustible gastado y mejoras en el diseño de los elementos combustibles (en el material del canal para reducir la deformación durante la irradiación y minimizar los problemas de fricción entre la barra de control y canal, en los filtros de entrada y en el diseño de los espaciadores para reducir el fallo de combustible por debris).
- En el caso de C.N. Ascó, mejoras en la capacidad de almacenamiento del combustible gastado (redensificación del ATI y previsiones para la construcción de un ATI de capacidad total).
- Distribución mejorada del combustible gastado en las piscinas.
- Caracterización de combustible de cara a su almacenamiento en seco.
- Optimización de las posiciones ocupadas en piscina por residuos.
- La experiencia operativa en la gestión de combustible gastado.

Durante el periodo considerado en este Informe se ha autorizado el funcionamiento del ATI de la central nuclear de Cofrentes y se ha aprobado el diseño del contenedor de almacenamiento y transporte de combustible gastado que será dispuesto en él, el HI-STAR 150. También se ha modificado la autorización del ATI de la central nuclear de Ascó para incrementar la capacidad de cada losa de almacenamiento en dos contenedores. En el caso de la central nuclear Santa María de Garoña, actualmente en proceso de desmantelamiento, se encuentra en curso la evaluación de la solicitud de modificación de la autorización del ATI, con el objeto de incrementar su capacidad de almacenamiento y permitir el vaciado completo de su piscina de combustible, habiendo comenzado la operación del ATI en 2022. Así mismo se ha autorizado en la central nuclear Vandellós II la modificación de diseño consistente en la sustitución de los bastidores de Boraflex de la piscina de combustible gastado por bastidores compactos de acero borado (re-racking), aumentando su capacidad de almacenamiento. Gracias a esta modificación se garantiza la operación hasta el año 2027.

Por otro lado, se ha renovado la aprobación de diseño del contenedor ENSA-DPT, cuyo uso se realiza en el ATI de la central nuclear de Trillo. Dicha renovación ha sido emitida por un periodo adicional de 20 años, de acuerdo con las previsiones de la Instrucción IS-20 del CSN.

Adicionalmente, atendiendo al calendario de cierre ordenado de las centrales nucleares españolas establecido en el PNIEC, durante el periodo considerado en este Informe se han iniciado los trabajos para dotar a las centrales nucleares en explotación de un ATI de

capacidad total, que permita la descarga completa de las piscinas de combustible gastado previo al inicio del desmantelamiento de las instalaciones. De las centrales nucleares que se encuentran en fase de explotación, únicamente la de Trillo dispone de un ATI de capacidad total, siendo necesario complementar la capacidad de los ATI existentes en las centrales de Almaraz, Ascó y Cofrentes, así como dotar de un nuevo ATI a la central Vandellós II. Las correspondientes solicitudes de autorización de ejecución y montaje han sido remitidas en 2023 y se encuentran en proceso de evaluación por el CSN.

Para estos nuevos ATI de capacidad total Enresa ha previsto el uso de un único diseño de contenedor de almacenamiento, que se corresponde con el modelo HI-STORM FW de Holtec International, diseño que ya ha sido licenciado para su uso en diversas instalaciones de Estados Unidos, y cuyo proceso de licenciamiento en España será iniciado en breve plazo.

En todos los casos, los correspondientes estudios de seguridad son evaluados por el CSN previamente a la concesión de las autorizaciones por el MITERD, de acuerdo con las funciones atribuidas al CSN por su ley de creación y lo dispuesto en el RINR.

En el apartado 9.1 se encuentran detalles adicionales de las evaluaciones que soportan las autorizaciones de las instalaciones de gestión del combustible gastado.

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 definan y se revisen en los casos necesarios;
- iii. Las actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas de una instalación de gestión del combustible gastado se realicen de conformidad con procedimientos establecidos;
- 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

9.1.1. Introducción

Las piscinas de almacenamiento de combustible gastado de todas las centrales actualmente en operación han sido evaluadas y autorizadas dentro del proceso de licenciamiento de las propias centrales. 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.

Además de las piscinas, y como se viene indicando a lo largo de los artículos anteriores, existen **seis almacenes temporales individualizados autorizados** para el almacenamiento en seco de combustible gastado (Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz, Santa María de Garoña y **Co-frentes**). En todos los casos, las autorizaciones se han basado en la realización de una serie de evaluaciones de seguridad. **En todos ellos** se llevó a cabo un programa de pruebas preoperacionales antes de la concesión de su autorización de puesta en marcha.

Por otra parte, 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 centrales nucleares se realiza de acuerdo con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y con el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG), 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.

El PGRRCG de una instalación tiene por objetivo recoger los criterios y métodos que aseguren que la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado que se generan en

las instalaciones sea segura y optimizada, considerando los avances de la normativa y de la tecnología, y teniendo en cuenta:

- El origen de los residuos radiactivos y el historial del combustible gastado.
- La situación existente en la instalación, en cuanto a generación, gestión y, en su caso, transferencia de los residuos radiactivos y del combustible gastado a otras etapas de gestión posterior.
- Las interdependencias entre las diferentes etapas de la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado.
- El estudio de las alternativas de los sistemas y procesos de gestión y de las posibles mejoras en los mismos.
- La justificación de la idoneidad de la gestión que se realice o la conveniencia de implantar mejoras.
- La planificación de la implantación de las mejoras identificadas. El PGRRCG es el documento de referencia para la gestión de los residuos y del combustible gastado generados en las instalaciones nucleares, tanto durante su explotación como en la fase de desmantelamiento y clausura.

En particular, el titular de la instalación deberá mantener actualizado el inventario de residuos y de combustible gastado, minimizar la generación, reciclar y valorizar los residuos generados en la medida en que esto sea técnica y económicamente posible y acondicionar para su entrega al gestor autorizado los residuos finales, es decir, aquellos que no son susceptibles de otro tratamiento en las condiciones técnicas o económicas del momento, ni de la recuperación de partes valorizables.

El PGRRCG de cada instalación deberá considerar el conjunto de los riesgos, tanto radiológicos como de otro tipo, asociados a los residuos radiactivos y al combustible gastado para definir soluciones globales y deberá tener en cuenta el funcionamiento de los sistemas de tratamiento de los residuos radiactivos líquidos y gaseosos.

9.1.2. Revisiones Periódicas de Seguridad (RPS) de las piscinas de Ascó y de Cofrentes

En la RPS de C.N. Ascó se revisó el factor de seguridad 1 “Diseño de la central” en los aspectos relativos al almacenamiento de combustible gastado, sin encontrar debilidades relacionadas con el almacenamiento en piscina. Se identificaron propuestas de mejora relacionadas con la necesidad de completar la caracterización del combustible gastado para afrontar las cargas de contenedores y la necesidad de ampliar el almacenamiento en ATI ante la situación de saturación de las piscinas.

La C.N. de Cofrentes llevó a cabo una RPS siguiendo la metodología acorde a la Guía de Seguridad (GS) 1.10 revisión 2 del CSN. Para ello, realizó un análisis sistemático de los diferentes aspectos de seguridad nuclear y de protección radiológica de la central eva-

luando 15 Factores de Seguridad y teniendo en cuenta las normas, códigos y prácticas aplicables a la central. Dentro de estos factores se evaluó el diseño de la central cuyo subfactor 6 está dedicado al análisis de la gestión del combustible gastado para asegurar que la C.N. de Cofrentes dispone de una estrategia adecuada para el almacenamiento del combustible gastado confirmando que se almacena de forma segura y que se tiene en cuenta la operación a largo plazo de la central.

Con fecha 26 de marzo de 2020 se envió oficio a la Dirección General de Política Energética y Minas para la solicitud de renovación de la autorización de explotación siendo concedida su renovación en marzo de 2021 hasta el año 2030.

9.1.3. Experiencia operativa de los ATI en operación de centrales nucleares en explotación

Los titulares de las centrales nucleares comparten en el ámbito sectorial las experiencias derivadas de la operación de sus respectivos ATI, por medio de la cumplimentación e intercambio de un modelo de ficha informativa por cada experiencia acaecida.

Además, se están definiendo los términos de un futuro grupo mixto entre los titulares y Enresa para el seguimiento e intercambio de experiencia operativa en materia de gestión de ATI y contenedores.

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 cuentan con 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 se atiende a lo requerido en las ETF pertinentes y al informe anual del PGRRCG.

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.

Además, los sistemas de almacenamiento de combustible gastado están sujetos a vigilancia de forma que se garantiza que:

- El combustible gastado almacenado de forma temporal, en húmedo o en seco, se mantiene en cualquier momento en condiciones de subcriticidad según las ETF,
- Dichos sistemas de almacenamiento poseen una adecuada tasa de extracción del calor residual, que la exposición a la radiación y a las sustancias radiactivas durante las operaciones de manejo de combustible gastado y durante la fase de almacenamiento temporal del mismo (en piscina o en contenedores) se mantiene tan baja como razonablemente sea posible (ALARA) y siempre por debajo de los límites reglamentarios (MPR).
- Los sistemas de vigilancia de la radiación cumplen su función base de diseño.

Los ATI para el almacenamiento en seco de elementos de combustible gastado procedente de las piscinas de combustible gastado están diseñados para albergar elementos combustibles una vez que han sufrido un periodo de decaimiento y enfriamiento en las piscinas. Para su correcto funcionamiento, en las plantas afectadas se han desarrollado diversos procedimientos de operación, vigilancia, mantenimiento y pruebas, entre los que destacan el procedimiento de carga y manejo de contenedores, el de sellado de los contenedores, los de transferencia y descarga, así como aquellos que abordan sucesos anormales, fallos y/o malfunciones de los equipos o sistemas de manejo y del sistema de almacenamiento.

9.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico

Las centrales nucleares disponen de servicios de ingeniería y apoyo técnico para facilitar el cumplimiento y la verificación de los criterios de seguridad en las áreas de almacenamiento de combustible gastado, dentro del alcance descrito en el Reglamento de Funcionamiento de las mismas.

Dentro de los contratos establecidos con los suministradores y/o fabricantes de combustible nuclear se contempla el apoyo técnico en relación con los elementos combustibles suministrados, en los que se incluye la transmisión de las características y diseño de los elementos, sus límites de operación para la garantía del combustible y los planos y datos que la central nuclear precise como consecuencia, a su vez, de los contratos que se establezcan entre la central y las empresas competentes en servicios de combustible irradiado (Enresa, transporte de combustible irradiado, almacenamiento, etc.).

9.4. Notificación de incidentes

Dentro de las ETF de las centrales nucleares se establecen las condiciones en que se han de realizar informes especiales cuando se puedan producir incidentes significativos para la seguridad de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado.

Los sucesos notificables se notifican al CSN y a las autoridades gubernamentales competentes utilizando los formatos de la *IS-10, del CSN, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares*, **revisión 2**. Los Informes Especiales se enviarán al CSN, según establecen las ETF.

Por otra parte, el CSN tiene encomendada la inspección y control del funcionamiento de las centrales nucleares, estando facultado para la realización de inspecciones en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

9.5. Programas de recopilación de experiencia operativa

Desde 2008 y tras diversos incidentes/sucesos ocurridos en las centrales nucleares españolas en los años 2007 y 2008, los titulares de estas adoptaron el compromiso de realizar un análisis global de la situación en cada planta con el fin de identificar posibles mejoras y reforzar la dedicación de recursos en las áreas necesarias, incluyendo análisis de experiencia operativa.

Asimismo, como se ha indicado en el [artículo 9.1](#) del presente Informe sobre la licencia de operación de una instalación de gestión del combustible gastado, las centrales nucleares llevan a cabo análisis procedimentados de la experiencia operativa propia y ajena, que en algunos casos llevan a realizar acciones de mejora que pueden afectar al diseño o a procedimientos operativos. La documentación bajo análisis incluye, pero no se limita, a:

- Experiencias comunicadas por los organismos competentes en la materia, esto es:
 - Para las centrales nucleares de diseño originario de Estados Unidos, los informes de sucesos significativos: INPO Event Report (IER) emitidos por INPO, (Institute for Nuclear Power Operations) o los informes equivalentes emitidos por WANO (World Association of Nuclear Operators).
 - Para las centrales nucleares de diseño alemán, las notificaciones de experiencia operativa (Weiterleitungsnachricht) emitidas por la Sociedad para la Seguridad Nuclear (GRS).
- Recomendaciones escritas de los suministradores, entendiendo por tales los boletines técnicos de suministradores (SAL, SR, RICS-IL, Technical Bulletin, etc.), así como las comunicaciones de deficiencias en equipos de seguridad: todas las notificaciones relativas al 10 CFR 21 de la US NRC para las centrales de diseño americano, así como los informes de servicio y los de experiencia de KWU para las centrales de origen alemán.

Finalmente, los titulares de las centrales nucleares llevan a cabo la evaluación continua de la seguridad nuclear de la instalación mediante la emisión de los informes periódicos que se deben remitir al CSN en cumplimiento con las condiciones de la autorización de explotación. Estos informes periódicos se refieren a muy variadas disciplinas e incluyen la experiencia operativa propia y ajena, que el CSN supervisa periódicamente mediante la inspección y control de dicha actuación con carácter bienal.

9.6. Clausura

Según lo establecido en el RINR, aprobado por el Real Decreto 1836/1999, los titulares han de preparar y actualizar, cuando es necesario, los planes de clausura de una instalación radiactiva o de una instalación nuclear en lo que respecta a la gestión de residuos radiactivos, utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación. Estos planes son examinados por el Organismo regulador.

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.

Tal como se señala en el preámbulo de la *Directiva 2011/70/Euratom del Consejo, de 19 de julio de 2011, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del CG y de los RR*, existe un amplio consenso en el ámbito internacional sobre la opción de disposición del combustible gastado y los residuos de alta actividad en formaciones geológicas profundas. 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 entre 1986 y 1996. En este Plan se concluyó 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, verificándose la existencia de una amplia distribución geográfica de localizaciones que, en principio, podrían resultar válidas. Como resultado de estos trabajos se dispone de un Inventario de Formaciones Favorables para albergar el almacén geológico profundo (AGP).
- 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 dichos 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.

- Igualmente se procedió al diseño genérico, y a la evaluación asociada de seguridad de sendos diseños básicos y conceptuales de la mencionada instalación, adaptados a un medio hospedante tipo granito y tipo arcilla.

El conocimiento adquirido en estas experiencias se mantiene activamente en Enresa a través de un grupo multidisciplinar de revisión y actualización de toda esta documentación. Se considera que estos avances constituirán una base sólida para el lanzamiento de las próximas etapas para la selección del emplazamiento y la implantación del AGP. Por su parte, el CSN con el fin de obtener lecciones aprendidas por otros reguladores en el licenciamiento de este tipo de instalaciones, mantiene comunicación muy estrecha con el organismo regulador francés (ASN) sobre el proyecto CIGÉO (proyecto de almacenamiento geológico profundo para los residuos de alta actividad en Bure, Francia). En el marco de esta colaboración, una experta del CSN participó durante 2023 en los diversos actos de comunicación al público y otros grupos de interés que se produjeron en Francia.

Con este espíritu, Enresa ha dado cumplimiento a la solicitud que se formuló en el Sexto PGRR de elaborar, a partir de estos resultados, y como parte del proceso de información a las autoridades, los siguientes informes al MITERD para su consideración:

- Opciones de gestión de los combustibles irradiados y residuos de alta actividad.
- Viabilidad de las nuevas tecnologías: separación y transmutación.
- Proyectos básicos genéricos:
 - Almacenamiento en formaciones graníticas.
 - Almacenamiento en formaciones arcillosas.
- Experiencias de toma de decisiones sobre gestión de combustible gastado y residuos de alta actividad en algunos países de la OCDE.

Estos cuatro documentos completan la recopilación de conocimientos, tecnologías y experiencia relacionados con la gestión definitiva del CG. Asimismo, constituyen la base para establecer la estrategia de gestión a largo plazo.

Como novedad en esta materia desde el anterior Informe, cabe mencionar que España acogió en noviembre de 2022 un seminario internacional sobre el Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) organizado por el CSN y Enresa. El encuentro, de tres días de duración, tuvo por objetivo analizar la situación actual en España en lo relativo al almacenamiento de residuos radiactivos, conocer los programas y los proyectos desarrollados de almacenamientos geológicos profundos en el ámbito europeo y servir de foro para el debate técnico y la participación social. Asimismo, sirvió para dar a conocer las actividades de I+D+i relacionadas con este tipo de instalación y los avances técnicos que se estaban realizando dentro del programa nacional.

En este sentido, se considera, a efectos del Séptimo PGRR, que la opción preferente y básica es el almacenamiento temporal, seguido de una instalación de almacenamiento definitivo que, a los efectos de cálculos económicos y de planificación, entraría en operación a partir del año 2073.

El Plan de Acción desarrollado a partir de los resultados de la misión ARTEMIS, identifica las principales actuaciones, hitos y responsables necesarios para dar respuesta a las recomendaciones efectuadas por el equipo de expertos. **Dicho Plan, reflejado en el Séptimo PGRR**, incluye la elaboración de una hoja de ruta prevista, de propuestas normativas y de actuación y del programa técnico para el AGP:

- **Etapas 1: Actualización del conocimiento (hasta 2025)**

Durante esta etapa, prevista hasta 2025, se recopilarán y analizarán las tecnologías disponibles a partir de los documentos indicados anteriormente, considerando, además, los desarrollos de los programas internacionales de I+D de la Unión Europea, así como los programas más avanzados, tanto en los aspectos técnicos como en los sociológicos.

Al final de esta etapa, Enresa presentará un informe detallado que incluirá el estado de la información desarrollada y las capacidades disponibles. Asimismo, se dispondrá de la información de base para el planteamiento de un marco legislativo y procedimental que soporte el programa de AGP, incluyendo el proceso de designación del emplazamiento y su licenciamiento.

- **Etapas 2: Adopción del marco legislativo y procedimental (2026-2028)**

En esta etapa, estimada en tres años, el Gobierno analizará la información presentada y orientará las etapas siguientes en función de la valoración realizada, en especial en lo que se refiere al proceso de designación del emplazamiento. Se adoptará el texto legal necesario que regule el proceso de elección del emplazamiento e identifique a los actores para poder seguir avanzando en las siguientes etapas del programa.

Asimismo, la documentación técnica genérica se presentará al CSN para su evaluación y fijación de los límites y condiciones. Se iniciará el diálogo operador-regulador que permitirá definir, establecer y consolidar las bases de diseño de la instalación del AGP, mejorando así la eficiencia del proceso de licenciamiento

- **Etapas 3: Proceso de selección del emplazamiento (2029-2032)**

A partir del marco legislativo y procedimental establecido, se pondrá en práctica el proceso fijado y, a la vista de los resultados, se tomarán las decisiones sobre los pasos siguientes.

Los resultados de esta etapa no son predecibles a priori, por lo que el proceso debe ser suficientemente flexible y reversible, de modo que se permita reformularlo, de acuerdo con la situación, si fuese necesario, tal y como se recoja en la norma y/o procedimiento establecido.

En su caso, al final de esta etapa se dispondrá de un inventario de emplazamientos posibles, que serán analizados en detalle en la etapa siguiente.

- Etapa 4: Análisis de los emplazamientos y selección del candidato definitivo (2033-2039)

Esta etapa, estimada en siete años, requerirá trabajos preliminares de caracterización de los distintos emplazamientos, aplicando tecnologías principalmente desde superficie (geofísica, sondeos, geología, geoquímica, etc.).

La evaluación de sus resultados permitirá analizar la viabilidad de dichos emplazamientos y proponer el emplazamiento definitivo. Por otra parte, se presentará al CSN, para su evaluación, el plan detallado de caracterización del emplazamiento, y el proyecto de laboratorio subterráneo e instalaciones de apoyo en superficie, y se iniciará la tramitación de la evaluación ambiental de dicho proyecto.

- Etapa 5: Caracterización del emplazamiento, verificación de su idoneidad e inicio del licenciamiento (2040-2059)

Tras la designación del emplazamiento seleccionado, durante esta etapa se realizará la caracterización detallada, incluyendo la construcción de un laboratorio subterráneo en el que se instalarían los dispositivos de ensayo en profundidad que se necesiten para verificar su idoneidad.

Se elaborará la documentación correspondiente a la solicitud de la autorización previa o de emplazamiento, a conceder por el MITERD, previo informe del CSN. Durante esta etapa también se realizará la evaluación de impacto ambiental. Una vez obtenida la autorización previa, se tramitará la solicitud de la autorización de construcción, a conceder por el MITERD, previo informe del CSN, todo ello de conformidad con lo establecido en la normativa vigente en materia de autorización de instalaciones nucleares. El plazo total estimado de esta etapa es de 20 años.

- Etapa 6: Construcción y autorización de explotación (2060-2071)

Con la autorización de construcción obtenida, se iniciará esta etapa, en la que se procederá a la construcción de la instalación y al aprovisionamiento de los equipamientos. Se elaborará y presentará la documentación correspondiente para la solicitud de la autorización de explotación, a conceder por el MITERD, previo informe del CSN.

El plazo total estimado para esta fase es de doce años.

- Etapa 7: Operación inicial o pruebas (2072-2073)

Con la autorización de explotación concedida, en esta fase se comenzará a almacenar en la instalación CG y RAA, considerando una primera etapa de pruebas nucleares. Se estima el inicio de la explotación en 2073.

- Etapa 8: Operación normal (2074-2100)

Una vez superada la etapa de operación inicial o en pruebas, se pasará a una fase de operación normal, hasta completar su llenado, el cual se llevará a cabo teniendo en cuenta criterios de reversibilidad hasta el sellado definitivo de la instalación, que tendrá lugar a partir de 2100. Durante este período se controlarán y supervisarán las condiciones de almacenamiento. A partir del sellado definitivo, la instalación se mantendrá en un estado pasivo bajo la vigilancia institucional a largo plazo.



Sección H.

Seguridad de la gestión de residuos radiactivos

Esta sección comprende los requisitos previstos en los artículos del 11 al 17 de la Convención sobre la seguridad de la gestión de residuos radiactivos.

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

La normativa que rige la gestión de residuos en España incluye distintas medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor. La *Instrucción IS-26, del CSN, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares*, establece que el titular de la instalación nuclear deberá analizar si le son aplicables, al menos, una serie de funciones de seguridad fundamentales: control de reactividad, extracción del calor residual y confinamiento y blindaje del material radiactivo. Más específicamente para instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado (CG) y residuos de alta actividad (RAA), la Instrucción IS-29, del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), enumera asimismo las funciones de seguridad que deberán incorporar dichas instalaciones durante su ciclo de vida, tanto en operación normal como en condiciones anormales o de accidente. Estas son las siguientes: control de la subcriticidad, confinamiento, extracción del calor residual, protección contra la radiación mediante el empleo de materiales y espesores de blindaje adecuados y capacidad de recuperación.

En el Centro de almacenamiento definitivo de residuos de El Cabril (C.A. El Cabril) 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 definitivo.

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

El principio de minimización de la producción de residuos está establecido en la legislación española, en el artículo 38 de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear (LEN) que requiere a los productores 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. La minimización de residuos también es, de acuerdo con la *Directiva 2011/70/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos*, uno de los principios que deben regir su gestión, y como tal está reproducido este principio general en el artículo 3 del Real Decreto 102/2014, que completa la trasposición de la Directiva.

El CSN ha impulsado la puesta en práctica de este principio, requiriendo de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) la utilización óptima de sus capacidades de almacenamiento definitivo en el C.A. 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 de residuos de operación desde los 1.430 m³ registrados en el año 1990 a los aproximadamente **576 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 esperables, por lo que no se esperan reducciones sensibles en el futuro.

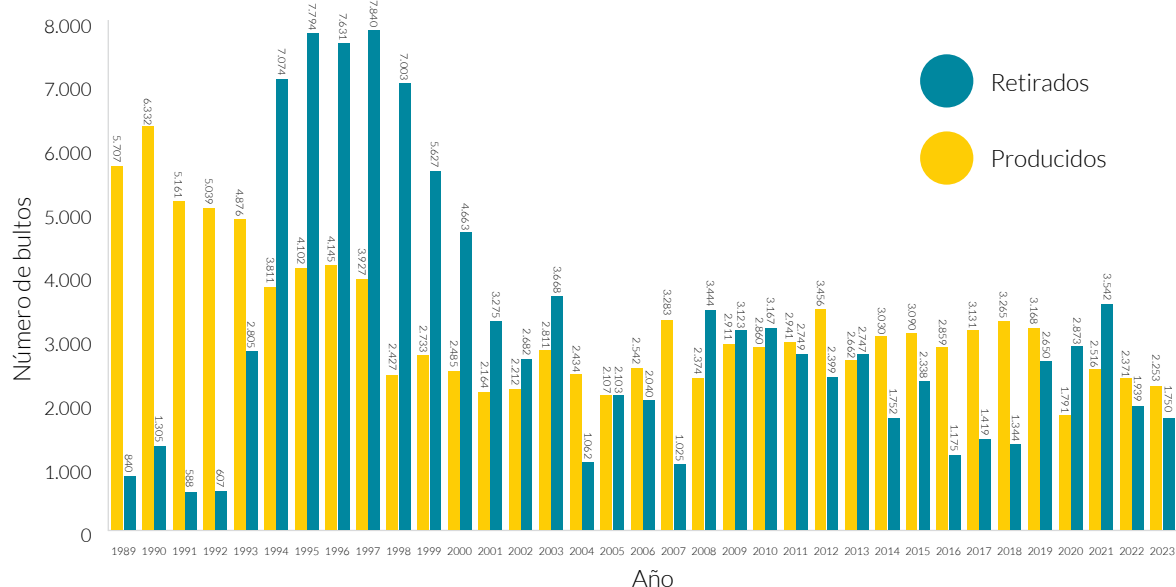


Figura 4. Bultos producidos en las centrales nucleares en operación retirados anualmente en el periodo 1989-2023.

Durante el periodo de revisión de este informe varias centrales nucleares han renovado sus autorizaciones de explotación por periodos de tiempo que suponen la entrada en operación a largo plazo (OLP). En este proceso de licenciamiento, el CSN ha requerido al titular la demostración de que se dispone de capacidad para la gestión segura y optimizada de los residuos radiactivos generados en las operaciones requeridas para el nuevo periodo de explotación. Para demostrar la operación segura de la central en el periodo de operación a largo plazo, se requiere la presentación de diversa documentación entre la que se incluye una propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG), correspondiente a la operación a largo plazo de la central (PGRRCG-OLP).

El PGRRCG-OLP incorpora las actuaciones y compromisos del titular para la mejora continua de la gestión de los residuos radiactivos, con el objetivo de reducir su volumen y su contenido radiactivo, favoreciendo la valorización y el reciclaje y minimizando la cantidad de residuos que deban ser almacenados en almacenamientos definitivos como el del C.A. El Cabril para los residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA).

Para la OLP de las centrales nucleares se ha establecido como objetivo regulador ampliar el control y el seguimiento actual de los requisitos de seguridad relacionados con la reducción de las cantidades de RBMA que serán generados por las centrales nucleares en este periodo y con la posibilidad de la valorización y del reciclado de los materiales residuales.

Con ese fin y dentro de lo razonablemente posible, considerando los factores económicos y tecnológicos involucrados, se ha requerido por el CSN a los titulares de las instalaciones que analicen las posibilidades de reducción para cada tipo de residuo e incorporen todos los proyectos activos de reducción y valorización a un Plan de Minimización de Residuos (PMR) que adoptará los indicadores de seguimiento periódico más adecuados y estará asociado al PGRRCG para la OLP.

Además, el PMR deberá incorporar el análisis de la capacidad de almacenamiento disponible en los almacenes temporales de residuos de RBMA autorizados en la instalación, considerando las previsiones de generación adicional durante la OLP y las vías de gestión de los RBMA durante este periodo.

Se mantendrán por parte del CSN los mecanismos de inspección y control de las actividades asociadas al PGRRCG para la OLP, que tienen como base el requisito de la remisión por el titular de un Informe anual sobre las mismas, en el que se debe incluir para los RBMA un balance con la cantidad total de residuos radiactivos generados y acondicionados, un análisis comparativo de los datos con los de periodos precedentes y un análisis de la experiencia operativa durante el año objeto de la información.

Otro tanto viene ocurriendo en el conjunto de instalaciones radiactivas en donde, igualmente, 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 Ministerial ECO/1449/2003, de 21 de mayo, sobre gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas de 2 y 3 categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados**, 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 15 m³ anuales.

Asimismo, los titulares de instalaciones nucleares desarrollan proyectos de desclasificación que implementan lo requerido en la Instrucción **IS-31, del CSN, sobre los criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares**.

En el caso de las centrales en operación, el Foro de la Industria Nuclear y el CSN han desarrollado una metodología que se aplica a la desclasificación de cuatro corrientes de materiales: chatarras metálicas, resinas, carbón activado y madera. Enresa aplica la misma metodología en sus proyectos de desmantelamiento en curso, siendo las cantidades de materiales desclasificados generados a **31 de diciembre de 2023 93.023 toneladas (El 35% tierras y el 65% resto de corrientes, fundamentalmente escombros y chatarras)** en el proyecto para el desmantelamiento de la C.N. José Cabrera.

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

En el [artículo 4.7](#) de este Informe se hace referencia a la toma en consideración de las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado como un elemento capital en el marco legal y regulador español, y se hace referencia a la consideración de este principio en la legislación española.

La toma en consideración de interdependencias condiciona el proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares. Para las centrales nucleares, se requiere 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 generación de bultos compatibles con las vías de gestión existentes 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 especifica los diferentes aspectos que deben ser tenidos en cuenta en la gestión de los residuos radiactivos procedentes de estas instalaciones.

El CSN ha requerido a Enresa la elaboración de una metodología de aceptación de los residuos en el C.A. El Cabril y de un conjunto de procedimientos técnicos y administrativos. Estos deberán desarrollar 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 residuos.

Los criterios de aceptación de los residuos de RBMA se establecieron de acuerdo con **Orden de 9 de octubre de 1992 por la que se otorga a la «Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, Sociedad Anónima» (ENRESA), el permiso de explotación provisional de la ampliación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana**. La vigente autorización de explotación del C.A. El Cabril, otorgada por **Orden de 5 de octubre de 2001 por la que se otorga autorización de explotación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de sierra Albarrana**, determina que los criterios de aceptación de residuos en esta instalación forman parte de los documentos oficiales de explotación. Estos criterios de aceptación han sido posteriormente desarrollados.

Enresa ha establecido una metodología para la aceptación de los RBMA y los residuos de muy baja actividad (RBBA) en las instalaciones del C.A. El Cabril que considera los diferentes estadios e interrelaciones para su almacenamiento definitivo.

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 previo que los bultos cumplen los requisitos referidos. Se ha establecido también un sistema de vigilancia basado en controles documentales y en campo sobre la producción de los residuos, inspecciones a la entrega a Enresa y realización de ensayos de verificación programados sobre bultos reales recibidos.

En relación con el requerimiento del CSN a Enresa para 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 del C.A. El Cabril, en el periodo cubierto por este **Octavo informe nacional**, Enresa ha continuado produciendo estas unidades para un conjunto de los RBMA **-residuos metálicos de alta densidad-** generados en el proyecto de desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera. Hasta ese momento, estos procesos se llevaban 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, adoptando 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

El artículo 38 de la 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.

Adicionalmente, el *Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible gastado y los residuos radiactivos completa el marco legislativo*, reglamentario y organizativo de acuerdo con la Directiva 2011/70/Euratom del Consejo. La disposición legal mencionada, en su artículo 12.3, señala que durante el proceso de concesión de autorizaciones para las instalaciones de gestión de residuos radiactivos se requiere la demostración o Estudio de Seguridad para las distintas fases del ciclo de vida de la instalación, conforme a lo establecido en el RINR. Se indica además que la demostración de la seguridad guardará proporción con la complejidad de las operaciones y con la magnitud de los riesgos asociados, de conformidad con las Instrucciones, circulares y guías del Consejo de Seguridad Nuclear.

Actualmente, el marco regulador pone de manifiesto la importancia tanto de los mecanismos de protección directa de las personas y del medio ambiente como los relativos a 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 del C.A. El Cabril se han considerado directamente aplicables los principios y criterios de seguridad que sobre esta materia han emanado de los organis-

mos 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 radiactivos

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 residuos radiactivos que se almacenan definitivamente en el C.A. 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 limitación 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 productores de residuos 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.

11.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para la generación presente

Desde el año 1985, el CSN señaló que 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 nucleídos no den lugar a una exposición inaceptable de las personas a la radiación tanto para las generaciones presentes como para las futuras.

Los criterios radiológicos establecidos por el CSN determinan que las dosis que pudieran recibir los individuos en el futuro, como consecuencia del almacenamiento de los residuos radiactivos, serán inferiores o iguales a las que actualmente garantizan un impacto radiológico

aceptable para los miembros del público como consecuencia del funcionamiento de las instalaciones autorizadas.

El Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible gastado y los residuos radiactivos, establece que su objeto es la regulación de la gestión responsable y segura de los residuos radiactivos y del combustible gastado con el fin de evitar imponer cargas indebidas a las generaciones futuras.

Se prescribe también la necesidad de utilizar sistemas de seguridad pasiva con componentes cuya funcionalidad se asegure por procesos físicos no dependientes de energía externa.

Las características de seguridad pasiva son la base del diseño del C.A. El Cabril, que es la única instalación de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos existente en España. El sistema de almacenamiento, de tipo próximo a superficie en celdas de hormigón o directamente sobre el terreno, se basa en la interposición de barreras de ingeniería y naturales que proporcionan contención y aislamiento seguros de los RBMA y RBBA. También se aplican otras tecnologías de contención, incluyendo barreras químicas mediante inmovilización del residuo en una matriz sólida, estable y duradera, que ralentizan la migración de los radionúclidos sin impedir el movimiento del agua. En el C.A. El Cabril existe una red de control de infiltraciones que debe permitir verificar el funcionamiento de estas barreras durante un periodo de tiempo mínimo de trescientos años después del cierre de la instalación.

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

El marco normativo español establece, por medio de la LEN, de la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, sobre el Sector Eléctrico y del *Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*, las medidas específicas para tal fin, relacionadas con la asignación de responsabilidades, las provisiones de fondos para la financiación de las actividades previstas por el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) y las provisiones en cuanto a las necesidades de control institucional.

La legislación establece las responsabilidades de los distintos agentes involucrados en la gestión del combustible gastado: Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), Organismo regulador (CSN), productores y Enresa, según se detalla, entre otros, en los artículos 20 y 21 del presente informe.

En concreto, el Real Decreto 102/2014 incluye también la obligatoriedad de que el coste de la gestión de los residuos radiactivos sea soportado por quienes hayan generado dichos materiales de manera que no suponga una carga inapropiada para las generaciones futuras.

En relación con este apartado, el marco legal provee la constitución, aplicación y mecanismos de gestión y garantía del Fondo económico establecido para la financiación de las actividades del Plan PGRR, entre ellas la gestión de los residuos radiactivos, cuyos detalles se pueden en-

contrar en el [anexo D](#). Mediante las provisiones a dicho Fondo, la generación que se beneficia de las aplicaciones que generan residuos radiactivos paga sus costes asociados hasta su disposición final.

La LEN 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, una vez que haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente autorización.

El C.A. El Cabril está concebido según un concepto de seguridad pasiva que funciona durante su vida operativa y durante su fase de cierre. 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.

En este sentido, la Directiva 2011/70/Euratom puso de puesto de manifiesto la obligación ética de cada Estado miembro de evitar a las generaciones futuras cualquier carga indebida en relación con los residuos radiactivos, y estableció con tal fin el marco comunitario para asegurar la gestión responsable y segura de tales residuos.

En línea con la Directiva, el Real Decreto 102/2014, que completó su trasposición al ordenamiento jurídico español, tiene por objeto “la regulación de la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos cuando procedan de actividades civiles, en todas sus etapas, desde la generación hasta el almacenamiento definitivo, con el fin de evitar imponer a las futuras generaciones cargas indebidas, así como la regulación de algunos aspectos relativos a la financiación de estas actividades, dando cumplimiento al marco comunitario”.

Como resultado de lo anterior, y de acuerdo con el Real Decreto 102/2014, el Séptimo PGRR incluye, entre su contenido “los conceptos o planes para el período posterior a la fase de explotación de una instalación de almacenamiento definitivo, indicando el período de tiempo durante el cual se mantengan los controles pertinentes, junto con los medios que deben emplearse para preservar los conocimientos sobre dicha instalación a largo plazo”.

Por lo que se refiere a las instalaciones radiactivas del ciclo de combustible nuclear cuyo desmantelamiento y cierre no estuviera cubierto por el Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, estas requerirán, previamente a su entrada en funcionamiento, de la presentación de una garantía financiera o aval que garantice su futuro desmantelamiento y gestión de los residuos radiactivos resultantes.

Asimismo, la autorización de desmantelamiento y cierre para las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos, introducida en la regulación del licenciamiento de instalaciones como consecuencia de la Directiva 2011/70/Euratom, busca garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, que determinará, en su caso, las áreas del emplazamiento que deberán ser objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado.

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 del C.A. El Cabril

A la entrada en vigor de la Convención Conjunta, la única instalación específica existente para la gestión de los residuos era el C.A. El Cabril. Su seguridad está en línea con todas las disposiciones de la Convención para instalaciones posteriores a su entrada en vigor, continuando vigentes los mecanismos adoptados para examinar la seguridad de la instalación que se describieron en informes anteriores a la Convención.

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.

13.1. Previsión de nuevas instalaciones de RR.RR.

La gestión definitiva de RBMA en España se efectúa en el C.A. El Cabril. La instalación principal de disposición final funciona desde el año 1992, tras su correspondiente licenciamiento por las autoridades. **A este respecto, el Séptimo PGRR contempla como escenario preferente la ampliación de las capacidades de almacenamiento definitivo de RBMA en el C.A. El Cabril para poder acoger todos los residuos de esta clase a ser generados en España por la operación y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas existentes.**

A mediados de los años 2000, las nuevas previsiones de residuos a gestionar debido al desmantelamiento de algunas centrales nucleares y los posibles incidentes en otras favorecieron la planificación de una instalación complementaria para el almacenamiento definitivo de RBMA situada en el mismo emplazamiento del C.A. El Cabril, en operación desde 2008.

Por otra parte, el desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera originó otra serie de residuos especiales como consecuencia del corte de los internos del reactor. Estos residuos, que no son susceptibles de ser almacenados en el C.A. El Cabril, se encuentran actualmente en cuatro contenedores situados en el ATI de la central, junto con los que alojan el combustible gastado. Se prevé que este modelo de gestión sea replicado en cada uno de los emplazamientos de las centrales nucleares según se vayan implementado los correspondientes proyectos de desmantelamiento.

Por último, se mantiene la estrategia de gestión a largo plazo de los residuos de alta actividad (RAA) y residuos especiales (RE) unificada con la prevista para el combustible gastado.

13.1.1. Residuos de baja y media actividad (RBMA)

El inventario actual y previsto de residuos radiactivos generados de acuerdo con el escenario contemplado en el Séptimo PGRR requerirá que la capacidad de almacenamiento en residuos de baja y media actividad, actualmente estimada en **53.100 m³** de residuo acondicionado, sea ampliada.

Sólo se plantea este aumento de capacidad de almacenamiento de RBMA en el emplazamiento del C.A. El Cabril, teniendo en cuenta que esta instalación dispone de sistemas de tratamiento y acondicionamiento, de almacenamiento temporal, de verificación de la calidad de los residuos y otras auxiliares. Además, dado que las instalaciones allí existentes para residuos de muy baja actividad seguirían funcionando en ese periodo, el aumento de capacidad en el mismo emplazamiento evitará la duplicación de costes de explotación.

Para no afectar a las planificaciones de operación y poder continuar con el normal almacenamiento de estos residuos, el análisis realizado por Enresa de la capacidad de las celdas actualmente existentes concluye en la necesidad de tener construidas nuevas celdas en el año 2028. Teniendo en cuenta los plazos que llevarían el diseño, la construcción y el licenciamiento, Enresa inició los trabajos de ingeniería asociados a dichas actividades en el año 2018.

Con fecha de entrada de 14 de julio de 2023, el CSN recibió escrito de la Dirección General de Política Energética y Minas solicitando informe preceptivo relativo a la solicitud cursada por Enresa para la modificación de diseño del C.A. El Cabril para la ampliación de la capacidad de almacenamiento de residuos de baja y media actividad, mediante la construcción de 27 nuevas celdas de almacenamiento en la denominada Plataforma Sureste.

La solicitud de Enresa incluye la autorización de ejecución y montaje de la nueva Plataforma Sureste de almacenamiento definitivo de RBMA, así como la solicitud de autorización de la modificación.

El proceso administrativo a seguir consistirá en informar al MITERD en primer lugar sobre la solicitud de autorización de ejecución y montaje de la modificación de acuerdo con el artículo 25.2 del RINR. Esta autorización no modifica los documentos de licencia. Posteriormente, se informará la solicitud de la modificación en cumplimiento del artículo 25.1 del RINR.

En lo que respecta a RBBA, la instalación complementaria para su almacenamiento cuenta con autorización para cuatro celdas (numeradas como celda 29, 30, 31 y 32) que se van construyendo de acuerdo con las necesidades, con una capacidad conjunta autorizada de unos 130.000 m³ que se estima suficiente. **Actualmente se encuentra operativa la sección II de la celda 29, situada sobre la sección I (completa y cerrada).**

- Durante 2020-2023 se ha completado la sección I de la celda 30 y se han llevado a cabo los trabajos preparatorios para la construcción de la celda 31.

A este respecto, con fecha 29 de octubre de 2021, Enresa presentó la solicitud de apreciación favorable del Plan de Construcción aplicable a la ejecución de la celda de almacenamiento 31 de residuos radiactivos de muy baja actividad. Esta solicitud se presenta en cumplimiento de la condición 6.4 de la Resolución de 22 de julio de 2008 sobre la modificación de la instalación que establece:

“La construcción de las nuevas celdas, ya autorizadas para el almacenamiento definitivo de residuos de muy baja actividad, deberá contar con la apreciación favorable previa del Consejo de Seguridad Nuclear. A tal fin se remitirá la documentación que se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.”

La *Instrucción Técnica Complementaria V de referencia ADES1/CABRIL/08/03*, asociada a la condición 6.4 establece:

“Al menos con un año de anticipación al comienzo de la construcción de cada una de las tres celdas nuevas autorizadas para el almacenamiento de residuos de muy baja actividad, Enresa deberá remitir para apreciación favorable del CSN un “Plan de construcción” de la celda que incluya, entre otros aspectos:

- a. La experiencia operativa de las celdas de almacenamiento de muy baja actividad que estén o hayan estado operativas, junto a las modificaciones del diseño original que se deduzcan de la misma.
 - b. El Estudio de Estabilidad de cada nueva celda, contemplando especialmente los parámetros de diseño relacionados con el riesgo de inundaciones, hundimientos o corrimientos de tierras.
 - c. El Programa de Construcción y el Programa de Control de Calidad que se aplicará durante la construcción de la misma.”
- En julio de 2016, Enresa inició la operación de la celda 30, con una capacidad estimada de 50.000 m³.

Como se ha indicado en informes anteriores, la celda de almacenamiento 30 se ha construido sobre una depresión natural del terreno situada inmediatamente al norte de la celda anterior de almacenamiento de RBBA (celda 29). La celda 30 consta de dos secciones de explotación (I y II) para almacenar los residuos, dispuestas una encima de la otra, y con un dique de contención aguas abajo para cada una de ellas. Ambas secciones estarán rodeadas por bermas para permitir la circulación de vehículos a su alrededor.

Durante la explotación de las celdas, los residuos están protegidos de las aguas de lluvia en todo momento mediante una cubierta desmontable. Cada una de las dos secciones dispone de su propia red de evacuación de lixiviados que se unen en el dique de escollera por su salida común hacia el depósito de control, situado aguas abajo de la celda. Cuando se llene cada celda 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.

Conviene recordar que, como se ha comentado anteriormente, la autorización de la construcción de las celdas para residuos de muy baja actividad incluía la construcción y operación de cuatro celdas de almacenamiento numeradas de la 29 a la 32, con capacidad para almacenar hasta 130.000 m³ y una superficie total aproximada de 10 ha. La ejecución y montaje fue autorizada mediante resolución de la Dirección General de Política y Minas de 14 de febrero de 2006 y la modificación de diseño mediante resolución de la Dirección General de Política y Minas de 21 de julio de 2008.

13.1.2. Residuos de alta actividad (RAA) y residuos especiales (RE)

Como se ha indicado en la [sección B](#), el Séptimo PGRR incluye una estimación de los residuos radiactivos de estas categorías a ser generados tanto por la operación como durante el desmantelamiento de las instalaciones nucleares existentes en España.

A este respecto, la necesidad de nuevas instalaciones para la gestión de residuos de alta actividad se desarrolla bajo el [artículo 6.1](#) al ser el combustible gastado la corriente dominante dentro de esta clase de residuos.

En relación a los residuos especiales, como se ha indicado en la introducción, se contempla la dotación de las instalaciones necesarias, en los emplazamientos de las centrales nucleares, para atender las necesidades de almacenamiento temporal de los residuos especiales resultantes del calendario para el cierre ordenado y subsiguiente desmantelamiento futuro de las centrales

Adicionalmente, el Séptimo PGRR incluye la puesta en marcha en 2027 de un almacén temporal en el emplazamiento de la C.N. Vandellós I para alojar los residuos radiactivos procedentes del reproceso del CG y en su caso, los RE procedentes del desmantelamiento de la central. Permanecerá operativo hasta el traslado de todos los residuos radiactivos al AGP.

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

El Estudio de Seguridad del C.A. El Cabril tuvo en cuenta, entre otros, los factores que determinan la aceptabilidad de las consecuencias radiológicas de potenciales liberaciones de radionúclidos al medio. Entre otros se encuentran aquellos relacionados con la acción de las barreras naturales, o características del emplazamiento que pueden retardar o mitigar la migración de los radioisótopos.

En su momento, la regla fundamental adoptada establecía el concepto de seguridad intrínseca que, en lo tocante al emplazamiento, requería que la seguridad, en la fase de libre utilización del mismo, se fundamente en la limitación del inventario y en las características de la barrera geológica. De manera complementaria se tuvieron en cuenta los criterios de aislamiento frente a las aguas subterráneas y superficiales y el control de eventuales descargas en caso de liberación de actividad en fallos supuestos que debe presentar un emplazamiento para este tipo de instalaciones de disposición final.

El depósito de RBBA, operativo desde 2008, constituye una modificación dentro de los planes del diseño inicial de la instalación. En cumplimiento del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre (RINR) su cons-

trucción ha requerido de una autorización de modificación de la instalación existente. Este almacén tiene como instalación de referencia la instalación francesa para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de muy baja actividad de actividades de Morvilliers, operado por ANDRA, la agencia nacional francesa para la gestión de residuos radiactivos. Entre la documentación soporte del nuevo almacén 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 de la instalación que se realiza al menos cada diez años:

- Características litológicas adecuadas.
- Actividad sísmica baja y tectónicamente estable.
- Hidrogeología conocida y modelizable.
- Hidrogeoquímica conocida.
- Topografía suave o allanable y no susceptible de inundaciones.
- Propiedades geotécnicas adecuadas.
- Conservación de zonas potencialmente utilizables en la ampliación de las instalaciones.
- Disponibilidad de información suficiente del emplazamiento.
- Accesibilidad y comunicación.
- Proximidad a instalaciones actuales.

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

Como se ha indicado en puntos precedentes, el C.A. El Cabril recibió su autorización de explotación en el año 1992. El Estudio de Seguridad (ES) de la instalación tuvo en cuenta, en su momento, un análisis de las situaciones presentes y futuras, eventos asociados a la evolución normal de la instalación de almacenamiento y acontecimientos más improbables, como la intrusión.

La metodología para la realización del ES está basada en la establecida en foros internacionales, como los proyectos ISAM⁷ y ASAM⁸ impulsados por el OIEA, y tiene como principales elementos:

7 Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities

8 Application of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Waste Disposal Facilities

- 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.

Cuando, en el año 2006, se concedió autorización ministerial a Enresa para la construcción y montaje de las estructuras específicas de almacenamiento de RBBA, se consideró el depósito de RBBA como una modificación de la instalación existente, por lo que la parte relativa a RBBA se integró en el ES del centro de almacenamiento, utilizando los mismos criterios y metodología y sin variar el máximo inventario de radiactividad autorizado para el Centro. Con un enfoque similar al ES realizado con anterioridad para RBMA, el ES para el almacenamiento de RBBA tiene dos objetivos:

- Formular criterios de aceptación de los RBBA para su gestión definitiva.
- Constatar que se obtiene un nivel aceptable de protección para la salud humana y el medio ambiente tanto ahora como en el futuro.

13.4. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones proyectadas de gestión de residuos radiactivos

Las cuestiones generales relativas a la información pública (papel del Organismo regulador y de otras autoridades, deber de informar a los ciudadanos, comités locales de información de las centrales nucleares, página web, SISC, publicidad en proyectos de normas, Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de Evaluación Ambiental, etc.) ya se han abordado bajo el [artículo 20.2.8](#) del presente informe, así como las relativas a la participación del público en el proceso de toma de decisiones se describen en el [Anexo B, apartado 3](#).

En él se describe la obligación del CSN 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 C.A. 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.

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.

Las instalaciones de gestión de RBMA se encuentran situadas en las mismas instalaciones nucleares generadoras de estos residuos o bien en el C.A. 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 sólo se refiere al C.A. El Cabril.

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

Según se indica en el [anexo B](#) al presente informe, referido al licenciamiento, la autorización de construcción faculta al titular para iniciar la construcción de una instalación y para solicitar la autorización de explotación. En las nuevas instalaciones, la solicitud de esta autorización ha de presentarse ante las autoridades competentes acompañándose de una serie de documentos, entre los que destaca el Estudio Preliminar de Seguridad (EPS). El RINR añade a la Comunidad Autónoma con competencias en materia de ordenación del territorio y medio ambiente en cuyo territorio se ubique la instalación entre los destinatarios de esta documentación, sobre la que tiene capacidad para presentar alegaciones en tales materias.

De acuerdo con el artículo 12 del RINR, el C.A. 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 del C.A. El Cabril, que comenzó a operar en el año 2008, se ha acometido como una modificación de diseño (MD) 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 C.A. El Cabril han sido los siguientes:

- Protección inmediata, durante la fase de explotación, y diferida, en las fases de vigilancia y control y de libre utilización, de las personas y del medio ambiente.
- Permitir la libre utilización del emplazamiento en un tiempo razonable, esto es, que el terreno pueda ser utilizado para cualquier finalidad, sin limitaciones originadas por el almacén.

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 del C.A. El Cabril, incluida la de modificación de diseño de la instalación de disposición de RBBA, autoriza a Enresa a disponer las unidades de almacenamiento que cumplan los criterios de aceptación en el interior de sus correspondientes celdas de almacenamiento, sin intención de su recuperación posterior, 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 radiactivos

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, que reserva 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 radiactivos

Según refiere el Quinto informe nacional, el RINR establece que será la autorización de desmantelamiento y cierre la que, en su momento, facultará a Enresa, como titular de las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos, a iniciar los trabajos finales de ingeniería y de otra índole que se requieran para garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento. También las actividades de desmantelamiento de las instalaciones auxiliares que así se determinen, permitiendo, en último término, la delimitación de las áreas que deban ser objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado, y la liberación del control de las restantes áreas del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento y cierre terminará en una declaración de cierre emitida por el MITERD, previo informe del CSN.

Los sistemas para el cierre del C.A. El Cabril y los que tienen que estar operativos durante la fase de vigilancia y control de la instalación están incluidos en el Estudio Preliminar de Seguridad 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 funciona durante la fase de explotación y continuará en servicio durante la fase 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 radiactivos

14.4.1. Centrales nucleares

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. 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, con origen en Estados Unidos y en Alemania.

Lo mismo es aplicable para el almacenamiento de los residuos especiales en la central nuclear de José Cabrera en contenedores metal-hormigón, cuya seguridad y fiabilidad está contrastada por la experiencia internacional.

14.4.2. C.A. El Cabril

En su momento, 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.

La instalación auxiliar para RBBA, celda 30, puesta en marcha en 2016 tiene como referencia de diseño la instalación anterior construida y operada por Enresa desde 2008, celda 29. Esta, en su momento, tuvo en cuenta las instalaciones en operación en otros países, principalmente la instalación TFA en Movilliers operada por ANDRA, la agencia francesa para la gestión de residuos radiactivos. **El diseño de la celda 31, actualmente en fase de licenciamiento, se basa en el diseño de las anteriores celdas (29 y 30) e incorpora determinadas mejoras como consecuencia de la experiencia operativa acumulada por Enresa en el almacenamiento de RBBA desde el año 2008 hasta la actualidad.**

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 del Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat). Existen también sistemas para el tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento temporal de residuos en el C.A. El Cabril, tanto para la gestión de los residuos que se producen el centro como de aquellos que recibe de otros productores externos.

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 a Enresa.

Entre los documentos que el titular de la autorización previa debe presentar en apoyo de la autorización de construcción figura un Estudio Preliminar de Seguridad, EPS (artículo 17.e del RINR).

El EPS contiene una descripción del emplazamiento y su zona circundante, con datos actuales sobre los parámetros que tengan incidencia en la seguridad y protección radiológica, incluidos los demográficos, ecológicos y sobre los usos del suelo y del agua y cuantos datos adicionales puedan contribuir a un mejor conocimiento del emplazamiento y puedan tener incidencia en los planes de vigilancia y verificación de los mencionados parámetros representativos.

El EPS contiene también una descripción de la instalación propuesta en la que se incluirán los criterios seguidos en el diseño de aquellos componentes o sistemas de los que dependa la seguridad de la instalación y un análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias. Los sistemas disponibles para la gestión de los residuos de baja y media actividad que se espera generar forman parte de la documentación mencionada.

Adicionalmente, antes de la autorización de construcción de la instalación se realizará un estudio analítico radiológico, que estimará teóricamente el impacto radiológico potencial de la

misma sobre la población y el medio ambiente. Los resultados de este estudio se incorporarán a la documentación del EPS y servirán de base para la elaboración del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental Preoperacional (PVRAP) que permitirá el establecimiento del nivel de referencia o fondo radiológico de la zona vigilada.

En el [anexo B](#) de este Informe se incluye información detallada sobre el proceso de autorización de las instalaciones que incluye una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental, en consonancia con el riesgo que plantee la instalación y que abarca su vida operacional.

Cabe señalar que el CSN se encuentra en proceso de revisión del RINR, siendo uno de los objetivos que se persiguen el desarrollo del proceso de autorización de las instalaciones nucleares de gestión de residuos radiactivos, de manera que se recoja la experiencia adquirida con las regulaciones existentes y se incorporen de forma específica aquellos aspectos de seguridad y protección radiológica que se consideren necesarios y no hayan sido aún reglamentados. Adicionalmente, en materia de instalaciones para el procesado (tratamiento y acondicionamiento) de los residuos radiactivos, el CSN está elaborando el *Plan de acción para la armonización de los criterios de seguridad en los países miembros de WENRA*.

15.2. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad

En España se encuentran en fase de operación un almacenamiento para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad, desde 1992, y otro para la disposición de residuos radiactivos de muy baja actividad, desde 2008, ambos localizados en el C.A. 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, realizándose una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental para el período posterior al cierre y evaluándose los resultados en función de los criterios establecidos por el órgano regulador.

Además, el *Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos*, modificó el RINR estableciendo, una vez finalizada la operación de las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, su titular debe solicitar una autorización de desmantelamiento y cierre, a la que seguirá una declaración de cierre por parte de las autoridades reguladoras. La autorización de desmantelamiento y cierre faculta al titular a realizar los trabajos finales de ingeniería y de otra índole que se requieran para garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, así como las activi-

dades de desmantelamiento de las instalaciones auxiliares que se determinen, permitiendo la delimitación de las áreas que deban ser objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado y la liberación del control de las restantes áreas del emplazamiento.

Según establece el Real Decreto 102/2014, se regularán mediante Instrucción del CSN todos los aspectos de seguridad y protección durante el cierre y la etapa de control y vigilancia posterior, que debe incluir el alcance y contenido de la demostración o estudio de la seguridad en cada etapa.

Como ya ha sido mencionado, el RINR se encuentra en proceso de revisión, siendo uno de los objetivos que se persiguen el desarrollo del proceso de autorización de las instalaciones nucleares de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, de manera que se recoja la experiencia adquirida con las regulaciones existentes y se incorporen de forma específica aquellos aspectos de seguridad y protección radiológica que se consideren necesarios y no hayan sido aún reglamentados.

En general y en relación con el artículo 15 de la Convención Conjunta, el artículo 12.3 del real decreto mencionado señala que durante el proceso de concesión de autorizaciones para las instalaciones de gestión de residuos radiactivos se requiere la demostración o Estudio de Seguridad (ES) para las distintas fases del ciclo de vida de la instalación, conforme con lo establecido en el RINR. Se indica además que la demostración de la seguridad guardará proporción con la complejidad de las operaciones y con la magnitud de los riesgos asociados, de conformidad con las Instrucciones, circulares y guías del Consejo de Seguridad Nuclear.

Como parte de la documentación reglamentaria en el proceso de la autorización de construcción y de la autorización de explotación del C.A. El Cabril, su titular presentó a las autoridades competentes el EPS y el ES, con los correspondientes análisis y la demostración de la seguridad considerando la posible evolución futura del sistema de almacenamiento, teniendo en cuenta los mecanismos de liberación y de migración de la radiactividad, las vías de exposición de los miembros del público y el análisis de las consecuencias radiológicas en los escenarios de intrusión humana que fueron postulados. En relación con los estudios de evaluación de la seguridad a largo plazo, se consideraron desde el inicio del proceso de licenciamiento las referencias internacionales sobre la aproximación metodológica a seguir en estas evaluaciones. En particular, antes de la autorización de construcción de la instalación se llevaron a cabo los análisis de seguridad de la fase posterior al cierre del sistema de almacenamiento, que se fueron consolidando y perfeccionando durante el proceso de licenciamiento asociado a la autorización de explotación. Se consideraron en el estudio los objetivos y criterios de seguridad de la norma francesa RFS-I.2 aplicable a la demostración de la seguridad en las instalaciones de almacenamiento superficial de residuos radiactivos.

La guía de seguridad del CSN de referencia GSG-09.04: Evaluación de seguridad a largo plazo de los almacenamientos superficiales definitivos de residuos radiactivos de media y baja actividad, establece también el concepto de defensa en profundidad mediante un sistema multibarreras para el confinamiento de los residuos radiactivos: matriz de acondicionamiento del residuo, celdas de almacenamiento y medio geológico. Los sucesos y escenarios que se analicen en la demostración de la seguridad deben basarse en la situación actual del sistema de almacenamiento y considerar las posibles evoluciones futuras, para lo que se establecerá una lista inicial de características, eventos y procesos FEP (Features, Events and Processes)

que puedan influir en el comportamiento y en la seguridad a largo plazo de la instalación. La demostración de seguridad deberá incluir los criterios para el cribado de FEP y deberá documentar y justificar el proceso de selección o exclusión de cada uno de ellos.

15.3. Medidas adoptadas antes de la operación de instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad

La información relativa a las medidas adoptadas antes de la operación de las instalaciones de gestión de los residuos ha permanecido invariable, habiéndose reflejado con mayor detalle en previos informes nacionales relativos a esta Convención Conjunta.

El Real Decreto 102/201, para la gestión responsable y segura del combustible gastado y los residuos radiactivos completó el marco legislativo, reglamentario y organizativo de acuerdo con la Directiva 2011/70/Euratom del Consejo.

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 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. En este caso, la solicitud se acompañará también de un Estudio de Seguridad 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.

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 radiactivas distintas del C.A. El Cabril

16.1.1. Autorización de explotación: límites y condiciones

El RINR, aprobado por el Real Decreto 1836/1999, establece la documentación que ha de acompañar a la solicitud de autorización de explotación, distinguiendo entre las instalaciones radiactivas y las instalaciones nucleares, según se ha explicado en Informes previos y se detalla en el [anexo B](#).

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.

La gestión de los residuos radiactivos en las centrales nucleares se realiza de acuerdo con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y con el PGRRCG, ambos documentos preceptivos.

Según el artículo 20 del RINR, todas las instalaciones nucleares españolas deben disponer de un PGRRCG. En este sentido, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) estableció la *Guía de Seguridad 9.3 sobre los contenidos y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares por parte de los titulares de las instalaciones nucleares*, y mediante instrucciones técnicas requirió en 2009 a todas las centrales nucleares, la adaptación del plan de gestión de residuos radioactivos y combustible gastado, al contenido de la Guía anteriormente mencionada.

Por otra parte, 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.

Dentro de los procedimientos de las centrales nucleares se contemplan los análisis de la experiencia operativa propia y ajena, que pueden dar lugar a 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.

16.1.2. 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 la gestión de residuos en instalaciones nucleares y radiactivas.

El PGRRCG tiene por objetivo recoger los criterios e instrucciones que aseguren que la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado que se generan en estas instalaciones sea segura y optimizada considerando los avances de la normativa y de la tecnología y teniendo en cuenta:

- La situación existente en cada instalación en cuanto a producción, gestión y en su caso evacuación de los residuos.
- La identificación del origen de los residuos y el historial del combustible gastado.
- El estudio de las alternativas de los sistemas y procesos de gestión y de las mejoras en los mismos.
- La justificación de la idoneidad de la gestión actual o de la necesidad de implantar mejoras.
- La planificación de los estudios para la implantación de las mejoras identificadas.

El PGRRCG es el documento de referencia para la gestión de los residuos radiactivos generados en las instalaciones nucleares, tanto en explotación como en fase de desmantelamiento y clausura, debiendo contener la información necesaria para permitir un análisis de la gestión existente. Es de aplicación a la gestión de los residuos radiactivos cualquiera que sea su nivel de radiactividad, así como a los materiales residuales con contenido radiactivo susceptibles de ser desclasificados, a los denominados residuos especiales y al combustible gastado. Además, se inscribe en el objetivo de la mejora de la gestión de los residuos y del combustible gastado generado en cada instalación.

Dentro del informe mensual de explotación que se envía al CSN, se informa sobre el estado de almacenamiento de los residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad y sus posibles variaciones respecto al anterior informe, indicándose la relación de bultos generados y retirados del almacén.

16.1.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico

La organización de todas las instalaciones nucleares es 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 las actividades en planta. Esta organización soporte incluye en muchos casos secciones con responsabilidades referentes a la gestión del combustible y a los residuos radiactivos.

Las centrales nucleares disponen además 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 estas.

En el marco de las Revisiones Periódicas de la Seguridad, 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.

16.1.4. Notificación de incidentes

En informes anteriores se indicaban las exigencias del RINR respecto a la información a facilitar por el titular a las autoridades responsables, 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 15/1980, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y el propio RINR, establecen la obligación para los trabajadores de las instalaciones nucleares y radiactivas de comunicar cualquier hecho que pueda afectar al funcionamiento seguro de las instalaciones, protegiéndoles de posibles represalias.

Con el objeto de proporcionar orientaciones a los titulares de las centrales nucleares sobre los sucesos a notificar en este sentido, **el CSN revisó el 7 de septiembre de 2023 su Instrucción de Seguridad IS-10, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo 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 Organismo regulador.

Como complemento, 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.

16.1.5. Programas de recopilación de experiencia operativa

Desde 2008 y tras diversos incidentes/sucesos ocurridos en las centrales nucleares españolas en los años 2007 y 2008, se adoptó por parte de los titulares el compromiso de realizar un análisis global de la situación en cada planta con el fin de identificar posibles mejoras y reforzar la dedicación de recursos en las áreas necesarias, incluyendo análisis de experiencia operativa.

Asimismo, como se ha indicado en el [artículo 9.1](#) del presente informe sobre la licencia de operación de una instalación de gestión del combustible gastado, las centrales nucleares llevan a cabo análisis procedimentados de la experiencia operativa propia y ajena, que en algunos casos llevan a realizar acciones de mejora que pueden afectar al diseño o a procedimientos operativos. La documentación bajo análisis incluye, pero no se limita, a:

- Experiencias comunicadas por los organismos competentes en la materia, esto es:
 - Para las centrales nucleares de diseño originario de Estados Unidos, los informes de sucesos significativos -INPO Event Report (IER) emitidos por INPO, (Institute for Nuclear Power Operations) o sus equivalentes emitidos por WANO, (World Association of Nuclear Operators).
 - Para las centrales nucleares de diseño alemán, las notificaciones de experiencia operativa (Weiterleitungsnachricht) emitidas por la Sociedad para la Seguridad Nuclear (GRS).
- Recomendaciones escritas de los suministradores, entendiendo por tales, los boletines técnicos de suministradores (SAL, SR, RICS-IL, Technical Bulletin, etc.), así como las comunicaciones de deficiencias en equipos de seguridad: todas las notificaciones relativas al 10 CFR 21 de la US NRC para las centrales de diseño americano, así como los informes de servicio y los de experiencia de KWU para las centrales de origen alemán.

Finalmente, los titulares de las centrales nucleares llevan a cabo la evaluación continua de la seguridad nuclear de la instalación mediante la emisión de los informes periódicos que se deben remitir al CSN en cumplimiento con las condiciones de la autorización de explotación.

Estos informes periódicos se refieren a muy variadas disciplinas e incluye la experiencia operativa propia y ajena, que el CSN supervisa periódicamente mediante la inspección y control de dicha actuación con carácter bienal.

16.2. Gestión de los residuos radiactivos en el C.A. El Cabril

16.2.1. Autorización de explotación: límites y condiciones

El C.A. El Cabril obtuvo su primer permiso de explotación provisional por **Orden de 9 de octubre de 1992 por la que se otorga a la «Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, Sociedad Anónima» (ENRESA), el permiso de explotación provisional de la ampliación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana**. La vigente autorización de explotación, aprobada por **Orden de 5 de octubre de 2001 por la que se otorga autorización de explotación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de sierra Albarrana** tiene validez hasta que se complete el volumen disponible para el almacenamiento en las celdas existentes. Por otra parte, por **Resolución, de 21 de julio de 2008, de la Dirección General de Política Energética y Minas, por la que se autoriza a ENRESA la modificación de diseño de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana (El Cabril), para el almacenamiento de residuos radiactivos de muy baja actividad**, se autorizó una modificación de diseño de la instalación, por la cual las 28 celdas originales están destinadas a albergar RBMA, y las cuatro celdas posteriores, de la 29 a la 32, estarían destinadas a recibir RBBA, de las cuales dos ya se encuentran operativas.

Para la evaluación continua de la seguridad del C.A. El Cabril, Enresa realiza las denominadas Revisiones Periódicas de Seguridad regularmente cada diez años. La primera de estas Revisiones se presentó en diciembre de 2003 correspondiendo al período de operación 1992 a 2001 y la segunda se presentó en noviembre de 2012 abarcando los diez siguientes años, período 2002-2011. **La tercera se presentó en diciembre de 2022, cubriendo el periodo comprendido entre 2012-2022.**

El alcance y contenido de la Revisión Periódica de Seguridad responde a lo requerido en la Instrucción Técnica Complementaria a la autorización de explotación e incluye las áreas temáticas que se indican a continuación:

- Experiencia en la explotación de la instalación,
- Experiencia relativa a los aspectos de protección radiológica,
- Experiencia relativa en la metodología de aceptación y de la calidad de los bultos de residuos,
- Experiencia en el estudio de los parámetros que inciden en la seguridad a largo plazo de la instalación,
- Experiencia en la evaluación de seguridad a largo plazo de la instalación,

- Cambios en la reglamentación y normativa y
- Programas de evaluación y mejoras de la instalación.

Como se indicó con mayor detalle en informes anteriores, 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 C.A. 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 para su incorporación a unidades de almacenamiento, propiedades de estas unidades y condiciones impuestas a los vertidos de efluentes durante la fase de explotación. También se indican:

- Las acciones a tomar en aquellas circunstancias en las que se incumpliera algún valor o condición límite.
- Las condiciones de funcionamiento y los requisitos de vigilancia (revisiones, comprobaciones, calibraciones, etc.), a las que están sometidos los sistemas, equipos y componentes importantes para la seguridad y la protección radiológica.

Cada una de las actividades individuales de tratamiento y acondicionamiento están descritas en unos documentos denominados Instrucciones de Operación, 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 donde se establecen los planes de mejora. Estas actividades están reguladas en un procedimiento denominado “Procedimiento de modificaciones de diseño”, en el que se fijan cada uno de los aspectos involucrados en este proceso.

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

La autorización de explotación de octubre de 2001 del C.A. El Cabril, contempla que el MITERD 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. **En el periodo comprendido entre el 1 de enero del año 2020 y el 31 de diciembre del año 2023, el CSN realizó 31 inspecciones al C.A. El Cabril.**

Además, esta autorización y la de modificación de diseño antes señalada, establecen la obligación de remitir al CSN en el primer trimestre de cada año natural informes sobre, entre otros, los siguientes aspectos: modificaciones de diseño, implantadas o en curso de implantación, resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental y de los controles dosimétricos del personal, y medidas tomadas para analizar la aplicabilidad de nuevos requisitos nacionales de seguridad nuclear y protección radiológica y de la normativa que en esta materia se genere en los países con instalaciones de almacenamiento de diseño similar. En este último caso, se consideran relevantes los aspectos relacionados con las pruebas y ensayos que contribuyen a mejorar el conocimiento del comportamiento a largo plazo de los residuos radiactivos.

De las modificaciones de diseño acometidas durante el periodo 2020-23, se pueden destacar las siguientes:

- **Actualización tecnológica del sistema de control y supervisión SCADA del C.A. El Cabril.**
- **Modificación de la red de recogida de lixiviados de la Celda 29. Adecuación del Sistema de cubicación volumétrica de la Sección I.**
- **Adecuación de accesos para el almacenamiento y de Equipos y Componentes en la Plataforma Este y mejora de explotación RBBA, RBMA y área de módulos.**
- **Control remoto del puente grúa Módulo de Almacenamiento Temporal nº 2.**
- **Desmantelamiento de la viga carrilera de celda 25 y de la cubierta móvil de la celda 28.**
- **Mejoras Centro de Transformación de la Casa de Bombas.**
- **Modificación de las extracciones y vitrinas Laboratorio Activo.**
- **Migración del Sistema Contra Incendio del Edificio Auxiliar de Acondicionamiento, Edificio Tecnológico y RMTA.**

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.

La organización de explotación 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.3](#) de este informe. A su vez, desde la sede central, a través de los Departamentos de Seguridad y Licenciamiento de la Dirección Técnica y de Ingeniería de RBMA de la Dirección de Ingeniería y el Departamento de Logística de la Dirección de Operaciones, se presta apoyo técnico general a la instalación. Adicionalmente, la Ingeniería de Proyecto, contratada por el Departamento de Ingeniería de RBMA, presta el apoyo para 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

Enresa dispone de una metodología de aceptación de los bultos primarios de las instalaciones nucleares, cuyo cumplimiento forma parte de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento del C.A. El Cabril.

El primer permiso de explotación del C.A. 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.

Según se indicó en informes nacionales anteriores, las autoridades reguladoras aprobaron en diciembre de 2004 la modificación de diseño que permite utilizar el contenedor CE-2a para la gestión de ciertos bultos primarios históricos y no conformes (incumplimiento de los objetivos de calidad en lo relativo a resistencia mecánica, confinamiento o resistencia a ciclos térmicos). Esto ha permitido:

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

Posteriormente, Enresa ha sido autorizada para usar otras modalidades de unidades de almacenamiento, específicamente propuestas para la solución más eficiente de cuestiones operacionales, donde deben referirse la autorización de unidades de almacenamiento de 400 y 480 litros de características singulares cuya disposición en celdas se realiza mediante bastidores metálicos de geometría idéntica al antes referido contenedor CE-2a y, más tarde, el diseño y licenciamiento de la unidad de almacenamiento CE-2b específicamente diseñado para mejor satisfacer las necesidades asociadas a la gestión de residuos sólidos, principalmente metálicos y pesados, generados en las actividades de desmantelamiento.

La gestión de los residuos en el C.A. El Cabril está diseñada para permitir la identificación, seguimiento y control de todos los bultos de residuos en la instalación y mantener actualizado el inventario de la actividad almacenada en las celdas de forma que puede ser contrastada en todo momento con el inventario actualmente autorizado o 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 junto con los ensayos de verificación técnica, destructivos y no destructivos, que se realizan principalmente en el laboratorio del C.A. El Cabril. Estos ensayos tienen por objetivo:

- Confrontar 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.
- Confirmar el cumplimiento de 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.).
- Examinar el cumplimiento en relación con los objetivos de calidad de los residuos acondicionados.

Por su parte, desde octubre de 2008, Enresa opera una instalación específica en el C.A. El Cabril para la disposición de residuos radiactivos de muy baja actividad que pueden definirse como 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 previamente, estos residuos forman un subconjunto de los de baja y media actividad.

16.2.5. Notificación de incidentes

El C.A. 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 especial. 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 estas personas en todo momento según un procedimiento interno. En todos los casos se prevé la comunicación con el CSN.

Por otro lado, el C.A. El Cabril, al igual que el resto de las instalaciones nucleares, está sometido a la notificación de sucesos en aplicación de la normativa vigente.

16.2.6. Programas de recopilación de experiencia operativa

Para la recopilación de la experiencia operativa del C.A. El Cabril, se mantienen reuniones periódicas donde las organizaciones involucradas en el diseño de la instalación y en las actividades de operación y mantenimiento establecen los planes de mejora.

Los datos obtenidos de la experiencia operativa y de mantenimiento nutren esta actividad. Asimismo, Enresa participa regularmente en diferentes foros internacionales con el objeto de recabar la experiencia operativa en otras instalaciones análogas y de diseño similar.

La implementación de mejoras y modificaciones está regulada por el procedimiento denominado "Procedimiento de modificaciones de diseño", en el que se fijan cada uno de los aspectos involucrados en este proceso.

16.2.7. Planes de cierre

Los aspectos técnicos para el futuro cierre y clausura de la instalación de El Cabril han sido desarrollados en los artículos 14.3 y 17.2.

Como se ha indicado bajo el artículo 16.2.1 el permiso de operación otorgado a la instalación de El Cabril por Orden Ministerial con fecha 5 de octubre 2001 establece que ésta ampara sus operaciones hasta el momento en el que se complete la capacidad física de las celdas autorizadas para RBMA y RBBA siendo que a **31 de diciembre de 2023 la referida instalación alcanzó 83 % y 20% de su capacidad bruta total autorizada, 100.000 m³ y 130.000 m³ respectivamente.**

En relación con la fecha estimada para su cierre, las sucesivas revisiones del PGRR han ido actualizando las estimaciones en relación con el uso de la capacidad remanente existente, que se considera estará condicionada por factores técnicos y tecnológicos asociados a las cantidades y características de los residuos a generar y también por factores externos, principalmente, las decisiones en relación a la vida operativa de las centrales nucleares y su desmantelamiento.

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.

De acuerdo con lo establecido en el artículo 38 bis de la LEN, la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, es considerada un servicio público esencial que se reserva a la titularidad del Estado, y cuya gestión se encomienda a Enresa de acuerdo con el PGRR aprobado por el Gobierno.

Asimismo, será el Estado el que asumirá finalmente la titularidad del combustible gastado y 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 periodo de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

17.1. Custodia documental

Corresponde a Enresa, como titular de las instalaciones para la disposición final de residuos radiactivos, según el Real Decreto 102/2014, el mantenimiento con carácter permanente del archivo del inventario de residuos depositados en las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos. Su artículo 9.3 e) especifica, entre las funciones encomendadas a Enresa la de elaborar y gestionar el Inventario Nacional de Combustible Nuclear Gastado y Residuos Radiactivos. En este Inventario estarán incluidos el combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos almacenados con carácter definitivo, tras el cierre de la instalación en la que estén depositados.

17.2. Cierre de instalaciones de disposición final de residuos radiactivos

El artículo 12 del RINR establece la necesidad de contar con una autorización para el desmantelamiento y cierre de las instalaciones de almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos.

El proceso de desmantelamiento y cierre de las instalaciones de almacenamiento definitivo terminará en una declaración de cierre que permitirá, en último término, la delimitación de las áreas que deban ser, en su caso, objeto de un posterior control y vigilancia radiológica o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado, y la liberación del control de las restantes áreas del emplazamiento.

En España, todas las instalaciones en las que ya se ha procedido a estabilizar y a acondicionar los residuos radiactivos que quedan en el propio emplazamiento, pertenecen a instalaciones radiactivas de la primera parte del ciclo del combustible nuclear (estéril de minería y estéril de proceso de antiguas fábricas de concentrados de uranio). La situación actual de estas instalaciones no difiere de la reportada en el informe nacional anterior.

17.3. Controles institucionales y previsiones futuras

Según el RINR, el proceso de desmantelamiento y cierre de las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos termina en una declaración de cierre. Dicha declaración ha de delimitar las áreas que, con posterioridad al cierre, deban ser objeto de control y vigilancia radiológica o de otro tipo, así como el periodo de tiempo que debe permanecer bajo dicho control.

Asimismo, el PGRR contempla, según establece el mencionado Real Decreto 102/2014, el esquema conceptual y la planificación para el período posterior a la fase de explotación de una instalación de almacenamiento definitivo, indicando el período de tiempo estimado durante el cual se deberán mantener los controles pertinentes, junto con los medios que deberán emplearse para preservar los conocimientos sobre dicha instalación a largo plazo.

17.4. Previsiones de posibles intervenciones de remedio

Las posibles intervenciones de remedio en instalaciones de almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado o de residuos radiactivos deberán estar previstas en las declaraciones de cierre 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 cierre a las entidades u organizaciones a las que se responsabilice del control a largo plazo de dichos centros de almacenamiento definitivo.

Sección I.

Movimientos transfronterizos

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el Artículo 27 de la Convención.

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 ya se describió en anteriores informes nacionales, la *Directiva 2006/117/Euratom del Consejo, de 20 de noviembre de 2006, relativa a la vigilancia y al control de los traslados de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado* estableció el régimen comunitario de vigilancia y control de los traslados transfronterizos de residuos radiactivos y combustible gastado. Esta Directiva fue 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*.

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.

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. El Real Decre-

to 243/2009 fue parcialmente modificado por la disposición final segunda del Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.

Por otra parte, el Real Decreto 102/2014 establece que los residuos radiactivos generados en España serán almacenados definitivamente en el país, salvo en el caso de que, en el momento de su traslado, haya entrado en vigor entre el Estado español y otro Estado miembro o tercer país un acuerdo que tenga en cuenta los criterios establecidos por la Comisión de conformidad con el apartado 2 del artículo 16 de la Directiva 2006/117/Euratom, y cuyo objeto sea la utilización de una instalación de almacenamiento definitivo en uno de ellos. Este requisito no se aplicará a la repatriación de fuentes selladas en desuso que se remitan a un suministrador o fabricante y al traslado del combustible nuclear gastado de reactores de investigación a un país que suministre o manufacture combustibles de reactores de investigación, teniendo en cuenta los acuerdos internacionales aplicables.

De darse el caso, antes del traslado definitivo para disposición final de residuos radiactivos a un país que no sea Estado miembro de la Unión Europea, la persona física o jurídica responsable de los mismos notificará este hecho a la Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), al objeto de que informe a la Comisión Europea del contenido de dicho acuerdo y adopte las medidas razonables para asegurarse de que:

- el país de destino tenga vigente un acuerdo con la Comunidad Europea de la Energía Atómica que cubra la gestión del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos o sea parte en la Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible nuclear gastado y sobre seguridad en la gestión de residuos radiactivos.
- el país de destino disponga de programas de gestión y almacenamiento definitivo de residuos radiactivos cuyos objetivos representen un elevado nivel de seguridad y sean equivalentes a los establecidos por la Directiva 2011/70/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos.
- la instalación de almacenamiento definitivo del país de destino haya sido autorizada para recibir el traslado de residuos radiactivos, esté en funcionamiento antes del traslado y se gestione de conformidad con los requisitos establecidos en el programa de gestión y almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de dicho país de destino.

27.2. Experiencia en España

Desde enero de 2020 hasta el 31 de diciembre de 2023 se han tramitado los siguientes expedientes relacionados con envíos transfronterizos dentro del ámbito de aplicación de la Directiva 2006/117/Euratom:

- 2020. Envío desde Francia a una central nuclear española de residuos radiactivos procedentes de la descontaminación de motores de bombas del primario.

- 2021. Traslado desde Suecia de los residuos resultantes del tratamiento de los residuos líquidos generados en la limpieza química del secundario de los generadores de vapor de una central nuclear española.
- 2021. Traslado desde Suecia de lingotes y residuos secundarios resultantes de la fundición de un calentador de una central nuclear española.
- 2021. Traslados desde Bélgica a una central nuclear española de los residuos radiactivos resultantes de las operaciones de limpieza del motor de bombas del circuito primario. Se han tramitado cuatro expedientes distintos de estas mismas características.
- 2023. Traslado desde Suecia de lingotes y residuos secundarios resultantes de la fundición de un calentador de una central nuclear española.

J

Sección J.

Fuentes selladas en desuso

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el Artículo 28 de la Convención.

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

28.1.1. Obligación de autorización administrativa para la posesión o reelaboración de fuentes radiactivas

La Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear (LEN) establece en su artículo 31 que los materiales radiactivos no podrán ser utilizados ni almacenados dentro del territorio nacional por personas que no estén autorizadas expresamente para ello, e indica que los mismos requisitos se exigirán para su transferencia o reventa.

Ese requisito legal se desarrolla en el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre. 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.

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 Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) emita un informe preceptivo sobre seguridad nuclear y protección radiológica, tras verificar que el titular diseñará y operará la instalación radiactiva cumpliendo las normas y requisitos de seguridad y protección radiológica aplicables. Las correspondientes autorizaciones, que son emitidas por el Ministerio para la transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD) o por los órganos competentes de las Comunidades Autónomas en aquellos casos en que estas competencias hayan sido transferidas, van acompañadas de las especificaciones técnicas de funcionamiento en materia de seguridad y protección radiológica a tal efecto establecidos por el CSN.

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 los acuerdos con los suministradores para la gestión de las fuentes en desuso en condiciones de seguridad, incluida la cobertura económica prevista para ello.

28.1.2. Importación de fuentes radiactivas

En España no existen instalaciones para la fabricación o producción de fuentes radiactivas encapsuladas y, por tanto, todas las fuentes de este tipo son importadas de otros países. El artículo 74 del RINR dispone 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 procedan de un Estado 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, conforme a lo dispuesto en el *Reglamento 1493/1993/Euratom, relativo a los traslados de sustancias radiactivas entre los Estados miembros*.

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, más 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 1, así como una comunicación previa a la fecha efectiva de envío. Para las fuentes de categoría 2 sólo se requiere una comunicación previa a la fecha efectiva de envío. En España, el CSN ha sido designado como punto de contacto para las comunicaciones derivadas de la aplicación del citado Reglamento y de su guía suplementaria.

28.1.3. Comercialización de fuentes radiactivas

Conforme al mencionado artículo 74 del RINR, la comercialización de fuentes radiactivas requiere de autorización por parte de la Dirección General de Política Energética y Minas (DG-PEM), previo informe del CSN. En todo caso, aquellas empresas comercializadoras que, debido a sus actividades, necesiten disponer de una instalación radiactiva autorizada, podrán solicitar una autorización única. La Instrucción IS-28, de 22 de septiembre de 2010, del CSN, sobre las especificaciones técnicas de funcionamiento que deben cumplir las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría, establece la obligación de que las empresas comercializadoras dispongan de los acuerdos oportunos con el fabricante o proveedor de origen para la devolución de las fuentes radiactivas fuera de uso que recojan a sus clientes. Cuando esto no sea posible, transferirán las fuentes a una empresa autorizada para su gestión como residuo radiactivo.

28.1.4. Función de control e inspección del CSN en instalaciones autorizadas

Al CSN corresponde, como único Organismo competente en España en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, conforme a la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del CSN, llevar a cabo la labor de control e inspección de las instalaciones nucleares y radiactivas autorizadas.

El CSN, en el ejercicio de tales funciones, cuando encuentra situaciones que involucren fuentes o equipos radiactivos fuera de uso, insta a los titulares de las instalaciones para que sean retirados siguiendo los cauces previstos en la reglamentación y supervisa la ejecución de estas actuaciones.

En el año 2014, el CSN estableció un Protocolo que agrupa de modo sistemático todos los medios y herramientas que el CSN y la reglamentación española tienen disponible para detectar las entidades con problemas de viabilidad, sea por problemas económicos o cualquier otra causa, identificar el riesgo de cada situación específica y actuar en tiempo y forma. Con anterioridad, en el año 2013, el CSN emitió una Instrucción a todos los titulares de instalaciones radiactivas que albergaban fuentes radiactivas encapsuladas para requerir actuaciones en caso de que tuvieran problemas de viabilidad y, si no eran capaces de mantener adecuadamente el control seguro de las fuentes radiactivas, el requerimiento de transferir las mismas a una entidad fiable: otro titular autorizado, al proveedor o a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa). El Protocolo se aplicó en una fase piloto durante los años 2015 y 2016, para implantarse formalmente en el año 2017.

28.1.5. Particularidades relativas a la gestión de fuentes encapsuladas de alta actividad

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, derogada por la *Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogan las Directivas 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom y 2003/122/Euratom*, fue 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, cuyas disposiciones relativas a las fuentes huérfanas han sido derogadas por el Real Decreto 451/2020, de 10 de marzo, sobre control y recuperación de fuentes huérfanas, mientras que aquellas disposiciones relativas a las fuentes encapsuladas de alta actividad permanecerán vigentes.

El citado Real Decreto 229/2006 incluye requisitos específicos relativos al control de fuentes encapsuladas de alta actividad y a la gestión de fuentes en desuso. En su artículo 5, dicho real decreto establece que antes de completar el trámite de autorización previo a la puesta en marcha de la instalación radiactiva en cuya autorización esté incluida una fuente de alta actividad, su poseedor deberá concertar con el proveedor los acuerdos oportunos para su devolución cuando esta quede 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 pueda ocurrir.

Esa misma norma dispone, en su artículo 7, la obligación de los poseedores de fuentes radiactivas 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 de estos registros al CSN y MITERD. También deben 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 deben 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 haya transferido.

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. A tal fin, en la oficina virtual del CSN se encuentra a disposición una aplicación informática en la que los titulares de las instalaciones cargan las hojas de inventario de fuentes encapsuladas de alta actividad, lo que les facilita la labor de reportar datos y permite al CSN mantener actualizado el inventario nacional de fuentes radiactivas y poseedores autorizados.

El artículo 8 del citado real decreto establece que el poseedor devolverá toda fuente en desuso al proveedor, para lo que habrá de concertar previamente con este 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 norma incluye requisitos relativos a identificación y marcado de fuentes y formación de personal.

28.1.6. Gestión final prevista para fuentes radiactivas en desuso

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 dispone de una autorización como instalación radiactiva, la *Instrucción IS-28, del CSN, sobre las especificaciones técnicas de funcionamiento que deben cumplir las instalaciones radiactivas* establece que el titular devolverá toda fuente en desuso al proveedor, para lo que habrá de concertar previamente con éste los acuerdos oportunos, o la transferirá a otro titular autorizado para su posesión. Cuando las alternativas anteriores no sean posibles las fuentes se transferirán a una entidad autorizada para su gestión como residuo radiactivo.

Igualmente, el mencionado *Real Decreto 229/2006, sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas* requiere que, antes de completar el trámite de autorización previo a la puesta en marcha de la instalación radiactiva en cuya autorización está incluida una fuente encapsulada de alta actividad, su poseedor deberá:

- a. Concertar con el proveedor los acuerdos oportunos para la devolución de la fuente en desuso.
- b. Establecer una garantía financiera para hacer frente a la gestión segura de ésta cuando se convierta en fuente en desuso, incluso en caso de insolvencia, cese de actividad o cualquier otra contingencia que le pueda ocurrir al poseedor de este tipo de fuentes.

Como ya se ha indicado, existen situaciones en las que el titular de una instalación autorizada 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 éste haya entrado en situación de concurso de

acreedores o quiebra). En estos casos las especificaciones técnicas de funcionamiento asociadas a las autorizaciones establecen que el titular debe dirigirse a Enresa para que esta proceda a su retirada y gestión como residuo radiactivo. En este caso es Enresa quien, en base a la normativa que regula su actividad, es responsable de la gestión de las fuentes radiactivas y de dar un destino final a las mismas acorde con la reglamentación aplicable.

28.1.7. Gestión de fuentes huérfanas

En el caso de que se trate de fuentes radiactivas huérfanas, es decir, que se encuentran fuera del sistema de control regulador, bien porque nunca lo han estado o bien porque han sido abandonadas, perdidas, extraviadas, robadas o transferidas de otro modo sin la debida autorización, las actuaciones a llevar a cabo son las establecidas por el *Real Decreto 451/2020, de 10 de marzo, sobre control y recuperación de las fuentes radiactivas huérfanas*. Dichas actuaciones tendrán como finalidad la retirada del material radiactivo por parte de Enresa. Esta retirada requerirá una autorización específica del MITERD, previo informe del CSN, de acuerdo con lo establecido en el artículo 74 del RINR y en el artículo 13 del citado Real Decreto 451/2020.

Un caso especial dentro del conjunto de las fuentes huérfanas es el de aquellas que se detectan en las instalaciones destinadas a la recuperación, almacenamiento o manipulación de materiales metálicos para su reciclado. Las actuaciones para la gestión segura de éstas están previstas en el Real Decreto 451/2020 y en el Protocolo de Colaboración sobre la Vigilancia Radiológica de los Materiales Metálicos suscrito entre las compañías del sector siderúrgico, el MITERD, el CSN, Enresa y los agentes sociales. La adhesión al citado Protocolo es de carácter voluntario, pero muchos de los compromisos que se adquieren al adherirse a él se han convertido en obligatorios tras la aprobación del Real Decreto 451/2020. En todo caso, dicho real decreto establece que las actuaciones a llevar a cabo por las instalaciones adscritas al Protocolo se seguirán realizando en el marco de éste.

Tanto el Protocolo como el Real Decreto 451/2020 establecen la obligación de los titulares de las instalaciones citadas de disponer de un sistema de vigilancia y control radiológicos. En caso de detección de material radiactivo, se deberá avisar al personal técnico en protección radiológica autorizado, que identificará el isótopo radiactivo y su actividad, y mantener el material en situación segura hasta su retirada por Enresa.

En cuanto a la asunción de los costes de gestión de estas fuentes huérfanas, el Protocolo establece que cuando la fuente radiactiva sea de procedencia nacional será gestionada como residuo radiactivo por Enresa, quien asumirá los costes. En el caso de que la fuente detectada entre los materiales metálicos no sea de procedencia nacional, los costes derivados de su gestión serán por cuenta de las empresas adscritas, sin perjuicio de que, en su caso, éstas los puedan repercutir al suministrador o expedidor de los materiales metálicos destinados a reciclado.

Para empresas no adscritas al Protocolo, los costes de gestión de las fuentes huérfanas serán sufragados según lo establecido por el Real Decreto 451/2020. Éste establece que estos costes serán asumidos por el último poseedor de la fuente en el caso de que pueda ser identificado; si esto no fuera posible, los costes serán asumidos por el operador o, en su defecto, por el titular de la instalación en la que la fuente fue detectada, sin perjuicio de aquellos supuestos

en los que los costes puedan cargarse al Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos (como por ejemplo la gestión de los cabezales de pararrayos radiactivos).

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 actual que regula las autorizaciones para la posesión y uso de fuentes y materiales radiactivos. Estas fuentes dejaron de utilizarse hace muchos años y han sido objeto de campañas específicas orientadas a 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 este momento se considera culminada su campaña de recogida y retirada tras varios años sin que aparezca ninguna nueva.

28.1.8. Gestión, en todo caso, en condiciones de seguridad

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 de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, aprobado por Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre***. 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 OIEA, y de la Directiva 2013/59/Euratom, **siendo parte del conjunto de normativa nacional que transpone la citada directiva**.

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.

Asimismo, España comunicó al director general del OIEA, en 2017, su compromiso en la aplicación de las Directrices sobre importación y exportación de fuentes radiactivas publicada por dicho Organismo como desarrollo del mencionado Código de Conducta, habiendo designado un punto contacto nacional para el intercambio de las solicitudes de consentimiento para traslados de fuentes y las notificaciones de envíos de estas.

Finalmente, España comunicó al Organismo, en junio de 2019, su apoyo a las Orientaciones sobre la gestión de las fuentes radiactivas en desuso, manifestando su intención de continuar actuando de conformidad con estas Orientaciones, y de usarlas como información complementaria en la aplicación del mencionado Código de Conducta del OIEA.

También es de destacar que, en virtud del ***Real Decreto 1308/2011 sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares y de las fuentes radiactivas***, se ha establecido

un régimen de protección física que: a) proporciona protección contra el robo, hurto u otra apropiación ilícita de materiales nucleares y fuentes radiactivas durante su utilización, almacenamiento y transporte, b) garantiza la aplicación de medidas adecuadas para localizar y, según corresponda, recuperar el material nuclear o las fuentes radiactivas perdidos o robados, c) protege contra el sabotaje o cualquier otra actuación ilegal que pueda tener consecuencias radiológicas o perjudicar o alterar el normal funcionamiento de las instalaciones, y d) mitiga las consecuencias radiológicas de un sabotaje.

En lo relativo a fuentes radiactivas, dicho real decreto establece una clasificación, en función de la actividad y peligrosidad de una serie de radionucleidos y, para los que alcanzan determinada categoría (1, 2 y 3), impone una serie de requisitos; básicamente que quien las utilice deberá contar con un Plan de protección física (PPF) autorizado por el MITERD, previo informe favorable tanto del CSN como del Ministerio del Interior. Este PPF estará basado en la comprobación de que el solicitante dispone de un sistema adecuado de seguridad física, tanto en medios materiales como en la organización y protocolos de operación, vigilancia y custodia de los materiales radiactivos.

Por último, la *Instrucción IS-41, del CSN, por la que se aprueban los requisitos sobre protección física de fuentes radiactivas desarrolla los requisitos del citado Real Decreto 1308/2011* y alinea la normativa española en la materia con la Nuclear Security Series No. 11 Security of Radioactive Sources del OIEA. La norma establece las funciones básicas del sistema de protección física de fuentes radiactivas (disuasión, detección, retardo y respuesta), la organización y gestión de la seguridad.

28.2. Readmisión en territorio español de fuentes selladas en desuso

Como ya se ha mencionado, en España actualmente no existen instalaciones para la fabricación o producción de fuentes radiactivas selladas.



Sección K. Esfuerzos generales para mejorar la seguridad

K.1. Medidas adoptadas en relación con los retos y sugerencias identificadas en la SÉPTIMA reunión de revisión de la Convención Conjunta

Durante el periodo que cubre este informe, España ha continuado trabajando en aquellos retos y sugerencias que fueron identificados en la Séptima Reunión de Revisión de la Convención, según se ha resumido ya bajo la [sección A.2](#).

K.2. Posibles áreas de mejora y actividades planificadas para mejorar la seguridad

En este Octavo 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, así como otras áreas identificadas, que se señalan a continuación y en las que se espera obtener progresos a corto y medio plazo:

K.2.1. Desarrollo normativo en relación con la seguridad en la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos

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:

- Completar la trasposición al ordenamiento jurídico nacional de la *Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas básicas de seguridad para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogan las Directivas 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom y 2003/122/Euratom*; mediante la aprobación del nuevo Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), principalmente.
- Desarrollar mediante real decreto la modificación de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear (LEN) en relación con los terrenos contaminados radiológicamente.

K.2.2. Ampliación de la capacidad del C.A. El Cabril

Como ya se ha indicado en la [sección B.5](#) y en el [artículo 13](#), está previsto llevar a cabo, en los próximos años, el licenciamiento de una ampliación de capacidad del Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de El Cabril (C.A. El Cabril).

K.2.3. Progresar en la implementación de las principales estrategias definidas el 7º Plan General de Residuos Radiactivos

Tal y como se ha expuesto en el presente informe, en el [artículo 6.1](#) y en la [sección B.4](#), el Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) contempla que los almacenes temporales descentralizados (ATD) proporcionan un marco temporal adecuado para desarrollar la solución final de almacenamiento, concediendo el tiempo suficiente para diseñar, licenciar, construir y poner en explotación el futuro almacén geológico profundo (AGP).

En este sentido, el PGRR prevé que los siete emplazamientos con combustible gastado (CG) -Almaraz, Ascó, Cofrentes, Santa María de Garoña, José Cabrera, Trillo y Vandellós II- contarán con un ATD con capacidad de almacenamiento suficiente para albergar la totalidad del CG, de los residuos de alta actividad (RAA) y de los residuos especiales (RE) que se generen durante la operación y desmantelamiento de cada central, así como con los medios necesarios para su explotación hasta su traslado al AGP.

Como se ha expuesto con anterioridad, el ATD de cada central estará formado por su almacén temporal individualizado (ATI) o, en su caso, sus ATI, más una nueva instalación complementaria o medidas adicionales, que permitan realizar las operaciones de mantenimiento y reparación de sus contenedores garantizando la función de seguridad de recuperabilidad a nivel de contenedor.

Al objeto de asegurar la capacidad total, la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) ha programado la construcción de nuevos ATI complementarios de los actuales en las centrales nucleares de Ascó, Almaraz y Cofrentes, estando previsto su inicio de operación en 2026. También está programada la construcción de un nuevo ATI con inicio de operación en 2026 en Vandellós II, que es la única central que actualmente no dispone de almacenamiento en seco.

Mientras tanto, se espera que, tal y como se puede observar en el [artículo 10](#), se progrese en el avance en la etapa primera de la hoja de ruta del AGP, “Actualización del conocimiento”, y se prosiga hacia la segunda “Adopción del marco legislativo y procedimental”.

K.2.4. Financiación del Fondo para la financiación de las actividades del 7º Plan General de Residuos Radiactivos

El artículo 38 bis de la LEN, 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, de conformidad con el artículo 128.2 de la Constitución Española. En este mismo artículo se encomienda a Enresa, la gestión de este servicio público, de acuerdo con el PGRR aprobado por el Gobierno.

Adicionalmente, en el mismo artículo se dispone 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».

Para la financiación de estas actividades, la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, relativa al Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, declarada vigente por la Ley 24/2013, de 26 de diciembre, del Sector Eléctrico, establece, en la redacción dada por la Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario, un sistema de cuatro prestaciones patrimoniales de carácter público no tributario por los servicios prestados por Enresa. En aplicación de lo anterior, desde el 1 de enero de 2010, fecha a partir de la cual produjo efecto dicha modificación, el referido Fondo para la financiación de las actividades del PGRR se ha venido nutriendo de estas cuatro prestaciones patrimoniales de carácter público no tributario.

Los cálculos de la recaudación que es necesario efectuar para financiar los servicios proporcionados por Enresa han variado por la inflación real de los años 2021, 2022 y 2023, claramente superiores a las consideradas en los cálculos que, en el año 2019, sirvieron de base para la modificación de la tarifa fija unitaria mediante el *Real Decreto 750/2019, de 27 de diciembre, por el que se modifica la tarifa fija unitaria relativa a la prestación patrimonial de carácter público no tributario mediante la que se financia el servicio de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E., (Enresa) a las centrales nucleares en explotación.*

Procede, por tanto, efectuar la revisión de la tarifa fija unitaria, como principal elemento que determina el cálculo de la cuota relativa a esta prestación patrimonial, para tener en cuenta las variaciones en las estimaciones de costes futuros derivadas, principalmente, de la aprobación del Séptimo PGRR. Teniendo en cuenta todo lo anterior, en cumplimiento del apartado 9. Quinto de la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, Enresa ha remitido a la Secretaría de Estado de Energía una memoria económico-financiera actualizada del coste de las actividades contempladas en el PGRR.

Para efectuar la mencionada revisión, el Gobierno prevé tramitar en un futuro cercano un proyecto de nuevo real decreto por el que se modifica la tarifa fija unitaria relativa a la prestación patrimonial de carácter público no tributario mediante la que se financia el servicio de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E.(Enresa) a las centrales nucleares en explotación.

K.3. Información sobre fortalezas del Sistema Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado en España en el ámbito de la Convención Conjunta

K.3.1. Experiencia acumulada en los proyectos de desmantelamiento de las centrales nucleares

El desmantelamiento parcial llevado a cabo en la C.N. Vandellós I y el desmantelamiento total de la C.N. José Cabrera, en curso desde 2010, han permitido ubicar a España en el grupo de países con experiencia integral en esta área. La realización del proyecto de desmantelamiento de la C.N. José Cabrera ha sido posible por la existencia de una infraestructura técnica, administrativa, institucional y empresarial suficiente en el país para garantizar la financiación de los costes, la aplicación de las tecnologías necesarias y la gestión adecuada de los residuos radiactivos generados, incluido su almacenamiento definitivo.

Una lección evidente de la experiencia habida hasta el presente es la necesidad de contar con una estrategia anticipada y planificada del futuro desmantelamiento de la central

nuclear durante su periodo de explotación, que demuestre la viabilidad y seguridad con que se puede afrontar dicho desmantelamiento. Esta planificación incluye no solo aspectos tecnológicos o económico-financieros de las actividades a realizar, sino también la previsión de aspectos organizativos, de la gestión de materiales residuales e incluso de la previsión de los aspectos político-sociales que puedan ser afectados por el desmantelamiento.

La planificación debe comenzar ya en la fase de diseño y construcción de la central nuclear, continuar a lo largo de su vida operativa y estar en condiciones de aplicarse inmediatamente tras el cese definitivo de su explotación.

La reciente Instrucción del Consejo IS-45, sobre los requisitos de seguridad durante las fases de diseño, de construcción y de explotación de las instalaciones nucleares para prever su futuro desmantelamiento, viene a incluir en la regulación española la necesidad de planificar los desmantelamientos de las centrales nucleares con antelación suficiente al fin de su etapa operativa.

Adicionalmente, la experiencia descrita a lo largo de la [sección D.5](#) y del [artículo 26](#), ha permitido el desarrollo de un conjunto de capacidades de diverso tipo que están plenamente disponibles en la actualidad. Dicha experiencia acumulada, tanto en los aspectos organizativos y documentales, como en las interacciones con el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y otras autoridades implicadas, será clave para la planificación y ejecución del resto de desmantelamientos y, particularmente, del desmantelamiento de C.N. Santa María de Garoña, en parada definitiva desde agosto de 2017 y desde julio de 2023 en proceso de desmantelamiento.

La experiencia adquirida en la integración de las actividades de desmantelamiento y la gestión de residuos, en las tecnologías aplicadas para el desmantelamiento de los grandes componentes y en las prácticas de reducción de volumen implantadas, será muy relevante en la planificación y ejecución de futuros proyectos de desmantelamiento.

K.3.2. Gestión de los residuos radiactivos en la operación a largo plazo de las centrales nucleares

Tal y como se ha expuesto a lo largo de los artículos [9.1.2](#) y [11.2](#), durante el periodo de revisión de este informe varias centrales nucleares han renovado sus autorizaciones de explotación por periodos de tiempo que suponen la entrada en operación a largo plazo (OLP). En este proceso de licenciamiento, el CSN ha requerido al titular la demostración de que se dispone de capacidad para la gestión segura y optimizada de los residuos radiactivos generados en las operaciones requeridas para el nuevo periodo de explotación. Para demostrar la operación segura de la central en el periodo de operación a largo plazo, se requiere la presentación de diversa documentación entre la que se incluye una propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG), correspondiente a la operación a largo plazo de la central (PGRRCG-OLP).

El PGRRCG-OLP incorpora las actuaciones y compromisos del titular para la mejora continua de la gestión de los residuos radiactivos, con el objetivo de reducir su volumen y su contenido radiactivo, favoreciendo la valorización y el reciclaje y minimizando la cantidad de residuos que deban ser almacenados en almacenamientos definitivos como el del C.A. El Cabril para los residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA).

En este sentido, considerando los factores económicos y tecnológicos involucrados, se ha requerido por el CSN a los titulares de las instalaciones que analicen las posibilidades de reducción para cada tipo de residuo e incorporen todos los proyectos activos de reducción y valorización a un Plan de Minimización de Residuos (PMR) que adoptará los indicadores de seguimiento periódico más adecuados y estará asociado al PGRRCG para la OLP.

K.3.3 Participación pública en procesos relacionados con la gestión segura del combustible gastado y de los residuos radiactivos

Tal y como se ha expuesto a lo largo de las secciones [A.2.2](#), [A.3.2](#) y [B.1](#), la participación pública está plenamente integrada en la legislación nacional en materia de gestión segura del combustible gastado y de los residuos radiactivos. La experiencia más reciente de participación pública en este ámbito se ha producido durante el proceso de aprobación del Séptimo PGRR.

El proyecto de PGRR fue sometido a evaluación estratégica en cumplimiento de la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de Evaluación Ambiental. A lo largo de dicha evaluación, se recibió un elevado número de aportaciones (un total de 588) provenientes tanto de instituciones interesadas en la gestión de residuos radiactivos como de la ciudadanía. Estas 588 aportaciones se distribuyen en: 48 informes recibidos como consecuencia de la consulta específica a 181 organismos; y 540 alegaciones de particulares y grupos que representan a la ciudadanía recibidos durante el período de información pública. Tras analizarlas en detalle, todas las aportaciones han recibido una respuesta razonada que se ha incorporado al expediente.

En relación con lo anterior, ante la falta de consenso social, político, técnico e institucional necesarios para designar un emplazamiento para el proyecto de almacén temporal centralizado (ATC), el Séptimo PGRR ha optado por la referida puesta en marcha de ATD, decisión que ha supuesto el abandono definitivo del proyecto del ATC.

La participación pública tiene su mayor impacto cuando va acompañada de campañas de información y un movimiento proactivo de acercamiento de estos temas a la ciudadanía. Tanto en Enresa como en el CSN se está produciendo un importante esfuerzo en este sentido.

Asimismo, cabe mencionar que España acogió en noviembre de 2022 un seminario internacional sobre el Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) organizado por el CSN y Enresa y con participación de expertos nacionales e internacionales. El encuentro, de

tres días de duración, reunió a 200 personas y tuvo por objetivo analizar la situación del programa de Almacenamiento Geológico Profundo en el marco estratégico y regulador español, y dar a conocer los desarrollos alcanzados en los principales países de nuestro entorno, tanto desde una perspectiva técnica como sociopolítica, contando con participantes nacionales e internacionales. En particular, un aspecto importante del seminario fue la necesidad de fomentar el debate técnico y la participación social, a través de una sesión específica sobre información y participación pública.

Se podrá profundizar más al respecto bajo el [artículo 10](#).

En el marco del acuerdo bilateral con la Autorité de Sûreté Nucléaire, organismo regulador francés (ASN), ya en 2019 se acordó entre los temas en los que las dos organizaciones podrían fortalecer su cooperación, que ambas organizaciones colaborarían en materia de transparencia y de información y participación pública en materia de seguridad nuclear y la protección radiológica. En concreto para conocer el marco jurídico nacional francés que incluye órganos con independencia funcional para vehicular la participación pública y la transparencia en los procesos de la ASN.

Como consecuencia de ello, el CSN realizó en febrero de 2020 una visita de alto nivel a la ASN donde se mantuvieron reuniones con diferentes instituciones relacionadas con la participación pública. Esta primera visita derivó en una segunda visita más técnica realizada en mayo de 2022 al laboratorio francés para el AGP conocido con el nombre de CIGEO, y donde se participó como observadores en uno de los comités locales de información (en la localidad de Bure) que garantizan la transparencia y la participación pública, entre otros, en los proyectos relacionados con la gestión de residuos radiactivos. Finalmente, la constatación de la necesidad de avanzar en esta materia y gracias a la colaboración con la ASN, se han propiciado durante 2023 estancias puntuales de un técnico del CSN para que, además de conocer la parte técnica del proyecto francés, se obtenga una visión genérica de cuál es el papel del regulador en los procesos en los que intervienen diferentes *stakeholders* y que incluyen participación pública.

Por otra parte, el 4 de abril de 2022 se firmó un convenio entre el CSN y la Asociación de Municipios de Áreas con Centrales Nucleares y Almacenamientos de Residuos Radiactivos (AMAC), para reforzar la comunicación con la población de las áreas con instalaciones nucleares de España y valorar su percepción sobre la información suministrada. El objeto de dicho convenio era la realización de iniciativas en torno a la mejora de la percepción de la población acerca de la misión del CSN para garantizar la seguridad nuclear, la protección radiológica, y posibilitar un mejor acceso a las diversas áreas de conocimiento, redundando en una mejora en la comunicación y la transparencia del organismo.

En el marco del citado convenio CSN-AMAC, se han realizado múltiples actividades orientadas a reforzar las líneas de comunicación con los municipios afectados por instalaciones nucleares, así como hacer del CSN una institución cercana a la ciudadanía, transmitiendo una información comprensible, acorde y accesible a todo el público, teniendo en cuenta que muchas de las personas presentes no eran especialistas ni tenían formación alguna en los temas tratados.

Se podrá encontrar más información al respecto bajo el [artículo 20.2.9](#) y la sección [A.3.2](#).

K.4. Planes y calendario de misiones de revisión inter pares, o de sus misiones de seguimiento, así como medidas tomadas por España para hacer públicos sus informes de resultado

A petición del Gobierno de España, un equipo internacional formado por expertos de alto nivel en seguridad mantuvo reuniones con representantes del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), el Organismo regulador de España, representantes del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD) y representantes de la Enresa entre el 15 y 26 de octubre de 2018, con el objetivo de llevar a cabo una misión combinada del Servicio integrado de revisión reguladora (IRRS, en inglés) y del Servicio integrado de revisión para programas de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, de clausura y de restauración (ARTEMIS, en inglés).

Esta misión combinada de revisión inter pares tenía por objeto revisar el marco normativo español en materia de seguridad nuclear y radiológica (IRRS) y ofrecer las opiniones y los consejos de expertos independientes en materia de gestión de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado, de clausura y de restauración (ARTEMIS).

En relación con esta última, el equipo de expertos de ARTEMIS revisó las siguientes áreas: Marco y política nacional para la gestión de residuos radioactivos y combustible gastado; Estrategia nacional para la gestión de residuos radioactivos y combustible gastado; Inventario de combustible gastado y residuos radiactivos; Conceptos, planes y soluciones técnicas para la gestión de residuos radioactivos y combustible gastado; Caso de seguridad y evaluación de seguridad de las instalaciones y actividades de gestión de residuos radioactivos y combustible gastado; Estimaciones de coste y financiación de la gestión de los residuos radioactivos y del combustible gastado; Capacitación para la gestión de residuos radioactivos y combustible gastado - experiencia, formación y habilidades.

Los resultados de la misión fueron recogidos en un informe resultante que se encuentra a disposición del público en las páginas web de MITERD y CSN, así como en la página web del OIEA.

A modo de síntesis, el informe resultante de la misión ARTEMIS formuló cinco recomendaciones y dos sugerencias, así como una buena práctica y un área de buen funcionamiento.

En relación con las recomendaciones, la primera se refiere a la necesidad de actualización del PGRR. La segunda insta al Gobierno a asegurar que el retraso en el almacén temporal centralizado (ATC) no impacte negativamente en la gestión segura del CG. La tercera recomendación se refiere a emprender las acciones necesarias para progresar en la implementación del programa del AGP, dirigiéndose a las tres organizaciones implicadas (MITERD, CSN y Enresa). La cuarta recomendación insta al Gobierno a revisar periódicamente los mecanismos de financiación de la gestión de residuos radiactivos y el desmantelamiento de instalaciones nucleares. Finalmente, la quinta recomendación insta a Enresa a evaluar la adecuación de fondos dedicados a I+D para apoyar el desarrollo del programa AGP.

Por su parte, las sugerencias, dirigidas a Enresa, están relacionadas con asegurar la capacidad suficiente para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos y con disponer de mecanismos que aseguren la transferencia de conocimiento en su ámbito de trabajo.

Estas sugerencias y recomendaciones han sido tomadas en cuenta para emprender acciones de mejora en el ámbito de la gestión de residuos radiactivos, que han sido recogidas en el Plan de Acción elaborado como resultado de la misión, en el que se incluyen y desarrollan, entre otros, los aspectos detallados a continuación.

En relación con la primera recomendación, la necesidad de actualizar el PGRR ya había sido identificada en el proceso de autoevaluación llevado a cabo por España antes de recibir la misión de revisión. **Esto se ha materializado en la aprobación, en Consejo de Ministros de 27 de diciembre de 2023, del Séptimo PGRR.**

Con respecto al aseguramiento de capacidad suficiente para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, y concretamente de residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA), ya se había identificado la necesidad de ampliar capacidad del C.A. El Cabril. **A este respecto, en el año 2022, Enresa remitió a las autoridades competentes la documentación para la solicitud de ampliación de capacidad mediante la construcción de la plataforma Sureste, que permitirá duplicar la capacidad física actual y cubrir las estimaciones asociadas al Séptimo PGRR. El proyecto continúa en tramitación, para la obtención de las autorizaciones necesarias para el inicio de la ejecución material de las obras.**

En relación con el proyecto de ATC, previsto en el Sexto PGRR, el Séptimo PGRR, ante la falta del consenso social, político e institucional necesario para designar un emplazamiento para el ATC, ha optado por la referida puesta en marcha de ATD, decisión que ha supuesto el abandono del proyecto ATC. Más información a este respecto puede encontrarse en el [epígrafe 6.1](#).

Tres recomendaciones más se referían a completar las acciones necesarias para progresar en la consecución del AGP. A tal efecto, se creó un grupo de trabajo compuesto por representantes de las tres organizaciones concernidas para que revise la legislación existente, identifique carencias y, elabore propuestas legislativas y actuaciones para llevar a cabo.

Adicionalmente, El Plan de Acción, reflejado en el Séptimo PGRR, incluye la elaboración de una hoja de ruta prevista, de propuestas normativas y de actuación y del programa técnico para el AGP.

Por su parte, la recomendación de revisar el mecanismo de financiación se aborda en la [sección K.2.4](#) del presente Informe.

Asimismo, las sugerencias resultantes de la misión dirigidas a Enresa se han tomado en cuenta para diseñar estrategias de mantenimiento del conocimiento y asegurar la adecuada partida presupuestaria para los proyectos de I+D del programa AGP.

Por otra parte, de acuerdo con la guía del OIEA *Services Series N° 37 para la preparación y desarrollo de las misiones IRRS*, en un plazo de entre 2 y 4 años tras la finalización de la misión inicial debería llevarse a cabo una misión de seguimiento (Follow-up Mission), con el objetivo de continuar el trabajo de mejora de la eficacia reguladora mediante la revisión

de los progresos del país solicitante en respuesta a las recomendaciones o sugerencias de la misión inicial. El desarrollo y organización de las misiones de revisión inter pares serán iniciados a través de una solicitud formal gubernamental dirigida al OIEA.

Con este fin, el Consejo de Seguridad Nuclear se dirigió al Gobierno de España solicitando que se iniciaran los trámites oportunos para acoger en España la misión de seguimiento de la misión IRRS celebrada en octubre de 2018, solicitud que fue trasladada y confirmada por la Secretaría del OIEA en marzo de 2023, que estableció que dicha misión de seguimiento tendrá lugar del 27 de enero al 3 de febrero de 2025. De forma paralela, en marzo de 2024, el Gobierno solicitó al OIEA que, adicionalmente a la referida misión de seguimiento de la misión IRRS, se llevara a cabo también una misión de seguimiento de la misión ARTEMIS. En la fecha en que se redacta este informe, el OIEA ya ha confirmado que la misión ARTEMIS se llevará a cabo en el año 2025. Por otro lado, durante el periodo que cubre el presente informe, han tenido lugar distintas misiones de soporte técnico WANO (World Association of Nuclear Operators), inter pares a nivel de operador en Ascó (2019), Almaraz (2020), Trillo (2022) y Vandellós II (2023), de seguimiento de éstas en Cofrentes (2020), Vandellós II (2020 y 2022), Ascó (2021) y Almaraz (2022), así como corporativas de CNAT-Centrales Nucleares Almaraz Trillo (2021) y de Iberdrola/Cofrentes (2022), y de seguimiento de éstas en ANAV-Asociación Nuclear Ascó Vandellós (2020). Asimismo, ha tenido lugar la misión SALTO del OIEA en Ascó (2021) y su seguimiento (2023).

K.5. Información sobre la mejora de la apertura y la transparencia en la implementación de las obligaciones de la convención

Con objeto de lograr una mayor transparencia y apertura al público en lo referente a la implementación de las obligaciones de la Convención Conjunta, el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico ha venido publicando en su página web todos los informes nacionales elaborados en cumplimiento del artículo 32 de la Convención, así como las preguntas y comentarios recibidos en el proceso de revisión de este. El informe nacional es igualmente accesible al público a través de las páginas web del CSN y del OIEA.



Sección L. Anexos

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

A.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) (derogará el capítulo VII (excepto art. 45), y los capítulos VIII, IX y X una vez entre en vigor).

- Ley 7/2021, de 20 de mayo, de cambio climático y transición energética. (Ref. BOE-A-2021-8447). Se modifica el art. 38.bis.1.
- Real Decreto-ley 6/2022, de 29 de marzo, por el que se adoptan medidas urgentes en el marco del Plan Nacional de respuesta a las consecuencias económicas y sociales de la guerra en Ucrania. (Se modifican los arts. 2, 86 a) y se añade el 38 ter).
- 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). Modificada por:
 - Ley 30/2005, de 29 de diciembre, de Presupuestos Generales del Estado para el año 2006 (BOE 30.12.2005).
- 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 24/2013, de 26 de diciembre, del Sector Eléctrico, que deroga la Ley 54/1997 excepto las disposiciones adicionales sexta y séptima (BOE 27.12.2013).
- **Ley 24/2013, de 26 de diciembre, del Sector Eléctrico, que deroga la Ley 54/1997 excepto las disposiciones adicionales sexta y séptima (BOE 27.12.2013). Esta Ley ha sido modificada, entre otras por: Ley 1/2018, Ley 6/2018, Real Decreto-ley 23/2021, Real Decreto-ley 29/2021, Real Decreto-ley 18/2022.**

- La Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de evaluación ambiental (BOE 11.12.2013). Esta ley ha sido modificada por:
 - Ley 9/2018, de 5 de diciembre, por la que se modifica la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de evaluación ambiental (BOE 06.12.2018).
 - **Real Decreto-ley 23/2020, de 23 de junio, por el que se aprueban medidas en materia de energía y en otros ámbitos para la reactivación económica. (Se modifican los arts. 34, 43 y 47).**
 - **Real Decreto-ley 36/2020, de 30 de diciembre, por el que se aprueban medidas urgentes para la modernización de la Administración Pública y para la ejecución del Plan de Recuperación, Transformación y Resiliencia.**
 - **Real Decreto-ley 6/2022, de 29 de marzo, por el que se adoptan medidas urgentes en el marco del Plan Nacional de respuesta a las consecuencias económicas y sociales de la guerra en Ucrania. (Se añade la disposición adicional 19).**
- 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 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos (BOE 28.05.2011).
 - **Ley 11/2023, de 8 de mayo, de trasposición de Directivas de la Unión Europea en materia de accesibilidad de determinados productos y servicios, migración de personas altamente cualificadas, tributaria y digitalización de actuaciones notariales y registrales; y por la que se modifica la Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos. (Se modifican determinados preceptos y se añade la disposición adicional 4ª).**
- Ley 15/2012, de 27 de diciembre, de medidas fiscales para la sostenibilidad energética (BOE 28.12.2012), modificada por:
 - Ley 16/2013, de 29 de octubre por la que se establecen determinadas medidas en materia de fiscalidad medioambiental y se adoptan otras medidas tributarias y financieras (BOE 30.10.2013).
 - **Ley 7/2021, de 20 de mayo, de cambio climático y transición energética. (Se modifica la disposición adicional 2ª).**
 - **Ley 7/2022, de 8 de abril, de residuos y suelos contaminados para una economía circular. (Se deroga la disposición transitoria 1ª).**

- Real Decreto-ley 11/2022, de 25 de junio, por el que se adoptan y se prorrogan determinadas medidas para responder a las consecuencias económicas y sociales de la guerra en Ucrania, para hacer frente a situaciones de vulnerabilidad social y económica, y para la recuperación económica y social de la isla de La Palma. (Se modifica el artículo 6º).

A.2. Normas de rango reglamentario

- 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.
 - Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas (BOE 07.10.2011).
 - Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.
- **Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.**
- Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos (BOE 08.03.2014).
- Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre, por el que se aprueba el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear (BOE 22.11.2010).
- 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). Este R.D. fue modificado por:
 - Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas (BOE 07.10.2011).
 - **Real Decreto 451/2020, de 10 de marzo, sobre control y recuperación de las fuentes radiactivas huérfanas.**
- 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).
- Real Decreto 601/2019, de 18 de octubre, sobre justificación y optimización del uso de las radiaciones ionizantes para la protección radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas.

- 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). Este RD se modifica parcialmente por:
 - **Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.**
- Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas (BOE 07.10.2011). Este R.D. fue modificado por:
 - Real Decreto 1086/2015, de 4 de diciembre, por el que se modifica el Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas (BOE 18.12.2015).
- Real Decreto 1464/1999, de 17 de septiembre, sobre actividades de la primera parte del ciclo del combustible nuclear (BOE 05.10.1999).
- **Real Decreto 524/2023, de 20 de junio, por el que se aprueba la Norma Básica de Protección Civil.**
- 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.
 - Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos (BOE 28.05.2011).
- Real Decreto 110/2015, de 20 de febrero, sobre residuos de aparatos eléctricos y electrónicos (BOE 21.02.2015). Se modifica por:
 - Real Decreto 27/2021, de 19 de enero, por el que se modifican el Real Decreto 106/2008, de 1 de febrero, sobre pilas y acumuladores y la gestión ambiental de sus residuos, y el Real Decreto 110/2015, de 20 de febrero, sobre residuos de aparatos eléctricos y electrónicos.
 - Real Decreto 208/2022, de 22 de marzo, sobre las garantías financieras en materia de residuos.
- Real Decreto 1428/1986, de 13 de junio, sobre pararrayos radiactivos (BOE 11.07.1986). Este R.D. fue modificado por:
 - Real Decreto 903/1987, de 10 de julio (BOE 11.07.1987).
- 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). Este R.D. fue modificado por:

- Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.
- Real Decreto 97/2014, de 14 de febrero, por el que se regulan las operaciones de transporte de mercancías peligrosas por carretera en territorio español (BOE 27.02.2014). Se modifica por:
 - **Real Decreto 70/2019, de 15 de febrero, por el que se modifican el Reglamento de la Ley de Ordenación de los Transportes Terrestres y otras normas reglamentarias en materia de formación de los conductores de los vehículos de transporte por carretera, de documentos de control en relación con los transportes por carretera, de transporte sanitario por carretera, de transporte de mercancías peligrosas y del Comité Nacional del Transporte por Carretera.**
 - **Orden TMA/1078/2022, de 28 de octubre, por la que se modifica la Orden FOM/606/2018, de 25 de mayo, sobre el contenido del informe anual para el transporte de mercancías peligrosas por carretera, y el modelo del anejo 3 del Real Decreto 97/2014, de 14 de febrero, por el que se regulan las operaciones de transporte de mercancías peligrosas por carretera en territorio español.**
- 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.
- 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 13.02.1989).

A.3. Instrucciones del CSN

- 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 6.8.2001)
- Instrucción IS-02 revisión 1, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre documentación de actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera (BOE 16.9.2004).
- 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 28.2.2003).

- 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 10.4.2003).
- 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 3.6.2003). 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 esta 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 20.7.2005).
- 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 5.10.2005).
- 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 07.7.2006).
- **Instrucción IS-10, Revisión 2, de 7 de septiembre de 2023, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios de notificación de sucesos en centrales nucleares (BOE 3.10.2023).**
- Instrucción IS-11, Revisión 1, de 30 de enero de 2019 del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares (BOE 15.2.2019).
- 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 11.5.2007).
- 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 7.5.2007).
- Instrucción IS-14, de 24 de octubre de 2007 del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre la Inspección Residente del CSN en centrales nucleares (BOE 8.11.2007).
- Instrucción IS-15, revisión 1, de 5 de mayo de 2016, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares (BOE 16.6.2016).

- 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 12.2.2008).
- 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 19.2.2008).
- 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 16.4.2008).
- 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 8.11.2008).
- 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 18.2.2009).
- 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 19.2.2009).
- Instrucción IS-22, Revisión 1 de 15 de noviembre de 2017, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares (BOE 30.11.2017).
- 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 1.6.2010).
- 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 24.6.2010).
- 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 08.7.2010).
- Instrucción IS-27, Revisión 1 de 14 de junio de 2017, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares (BOE 3.07.2017).
- 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 2.11.2010).
- Instrucción IS-30, Revisión 2, de 16 de noviembre de 2016, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares (BOE 30.11.2016).
- Instrucción IS-31, de 26 de julio de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares (BOE 17.9.2011).
- Instrucción IS-32, de 16 de noviembre de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares (BOE 5.12.2011).
- Instrucción IS-33, de 21 de diciembre de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios radiológicos para la protección frente a la exposición a la radiación natural (BOE 26.1.2012).
- Instrucción IS-34, de 18 de enero de 2012, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios en relación con las medidas de protección radiológica, comunicación de no conformidades, disponibilidad de personas y medios en emergencias y vigilancia de la carga en el transporte de material radiactivo (BOE 4.2.2012).
- Instrucción IS-35, de 4 de diciembre de 2013, del Consejo de Seguridad Nuclear, en relación con el tratamiento de las modificaciones de diseño de bultos de transporte de material radiactivo con certificado de aprobación de origen español y de las modificaciones físicas o de operación que realice el remitente de un bulto sobre los embalajes que utilice (BOE 4.1.2014).
- Instrucción IS-36, de 21 de enero de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre Procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares (BOE 17.2.2015).
- Instrucción IS-37, de 21 de enero de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares (BOE 26.2.2015).
- Instrucción IS-38, de 10 de junio de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre la formación de las personas que intervienen en los transportes de material radiactivo por carretera (BOE 6.7.2015).
- Instrucción IS-39, de 10 de junio de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, en relación con el control y seguimiento de la fabricación de embalajes para el transporte de material radiactivo (BOE 6.7.2015).
- Instrucción IS-40, de 26 de abril de 2016, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre documentación que debe aportarse en apoyo a la solicitud de autorización para la comercialización o asistencia técnica de aparatos, equipos y accesorios que incorporen material radiactivo o sean generadores de radiaciones ionizantes (BOE 13.5.2016).

- Instrucción IS-41, de 26 de julio de 2016, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se aprueban los requisitos sobre protección física de fuentes radiactivas (BOE 16.9.2016).
- Instrucción IS-43 de 20 de marzo de 2019, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos relativos a la seguridad física por parte de las centrales nucleares (BOE de 4.4.2019). Corrección de errores (BOE de 1.7.2019).
- **Instrucción IS-44 de 26 de febrero de 2020, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de planificación, preparación y respuesta ante emergencias de instalaciones nucleares (BOE de 12.02.2020).**
- Instrucción IS-45 de 17 de noviembre de 2021, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los requisitos de seguridad durante las fases de diseño, construcción y explotación de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible nuclear, para prever su desmantelamiento y, en su caso, su desmantelamiento y cierre (BOE de 19.1.2022).

Anexo B:

Proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas

Conforme al artículo 28 de la Ley 25/1980, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear (LEN), las instalaciones nucleares y radiactivas estarán sometidas a un régimen de autorizaciones emitidas por el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), previo informe preceptivo del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

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

De acuerdo con el RINR, estas autorizaciones serán concedidas por el MITERD, al que serán dirigidas las solicitudes junto con la documentación requerida en cada caso. El MITERD remitirá una copia de cada solicitud y su documentación al Consejo de Seguridad Nuclear 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 MITERD 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 MITERD, una vez recibido el informe del CSN y previos los dictámenes, informes y alegaciones que pudieran corresponder, adoptará la oportuna resolución.

El RINR clarifica, además, que las funciones ejecutivas que en este Reglamento corresponden al MITERD, en relación con las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría, se entenderán atribuidas a las Comunidades Autónomas cuando éstas tengan transferidas dichas funciones.

B.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
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 distintas autorizaciones administrativas, según el caso, que son: autorización previa o de emplazamiento, autorización de construcción, autorización de explotación, autorización de modificación y autorización de desmantelamiento, que termina en una declaración de clausura, o autorización de desmantelamiento y cierre, que termina en una declaración de cierre. 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.

La concesión de las autorizaciones expuestas a continuación corresponde al titular del MITERD, si bien tales competencias se encuentran delegadas en el titular de la Secretaría de Estado de Energía, con excepción de la autorización de modificación, cuyo otorgamiento corresponde al director general de Política Energética y Minas.

B.1.1. 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 y participación pública, que se describe con detalle en el **punto 3** de este anexo.

B.1.2. 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.

B.1.3. 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, así como un análisis del riesgo derivado del funcionamiento de la instalación, tanto en régimen normal como en condiciones de accidente. 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.
- c. Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF): Contendrán los valores límites de las variables que afecten a la seguridad y las condiciones mínimas de funcionamiento.
- d. Plan de emergencia interior: Detallará las medidas previstas por el titular y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente.
- e. Programa de pruebas nucleares: Describirá dichas pruebas, su objeto, las técnicas específicas y los resultados previstos.
- f. 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.

- g. Manual de protección radiológica: Incluirá las normas de protección radiológica de la instalación.
- h. Plan de gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado: Incluirá un sistema para la posible desclasificación de materiales residuales con contenido radiactivo.
- i. Estudio económico final: Analizará el cumplimiento de las previsiones económicas y financieras y expresará el importe total y efectivo de la instalación.
- j. Previsiones de desmantelamiento y clausura: Expondrá la disposición final prevista de los residuos generados e incluirá el estudio del coste y las previsiones económicas y financieras para garantizar la clausura.

Una vez completado el programa de pruebas nucleares, el titular de la autorización deberá remitir a la Dirección General de Política Energética y Minas y al CSN los resultados de dicho programa y la propuesta de modificaciones en las ETF, si a la vista de las pruebas realizadas ello resultara aconsejable.

El CSN remitirá informe al MITERD 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 MITERD, emitirá entonces la autorización de explotación por el plazo que corresponda.

B.1.4. 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 dicho 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.

B.1.5. 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 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 MITERD 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.

B.1.6. Autorización de desmantelamiento y cierre (para las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos)

En las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos, faculta al titular a iniciar los trabajos finales de ingeniería y de otra índole que se requieran para garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, así como las actividades de desmantelamiento de las instalaciones auxiliares que así se determinen, permitiendo, en último término, la delimitación de las áreas que deban ser en su caso objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado, y la liberación del control de las restantes áreas del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento y cierre terminará en una declaración de cierre emitida por el MITERD, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.

B.2. Sistema de licenciamiento de instalaciones radiactivas

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 diferencial 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.

- 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. Las instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear, es decir aquellas fábricas productoras de uranio, torio y sus compuestos, o bien las fábricas de producción de elementos combustibles de uranio natural, requerirán las mismas autorizaciones que las instalaciones nucleares. Para la solicitud, trámite y concesión de estas autorizaciones se sigue lo descrito en el apartado 1 anterior, con la adaptación de los documentos que corresponda a las especiales características de estas instalaciones.
- Las instalaciones radiactivas de segunda o de tercera categoría son aquellas instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, comerciales o industriales, que no pueden ser consideradas como de primera categoría, y 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 titular del MITERD la concesión de las autorizaciones de funcionamiento, cambios de titularidad y declaraciones de clausura de las instalaciones radiactivas de primera categoría, si bien tales competencias se delegan en el 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 de instalaciones 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 MITERD 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 MITERD.

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 MITERD, 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 MITERD 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: Aragón, Asturias, Cantabria, Castilla y León, Cataluña, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Murcia, Islas Baleares, Islas Canarias, La Rioja, Navarra, País Vasco y Valencia⁹.

⁹ 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.

B.3. La información y la participación públicas en el proceso de autorización de instalaciones

Tanto el RINR, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, como la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de Evaluación Ambiental, requieren procesos de información pública, el más relevante de los cuales es el que se lleva a cabo en el trámite de autorización previa de una instalación nuclear o radiactiva del ciclo de combustible. Asimismo, el desmantelamiento o clausura definitiva de las centrales y reactores nucleares también está sometido a evaluación de impacto ambiental ordinaria.

El proceso de participación pública en la toma de decisiones relativas a la autorización previa (o de emplazamiento) de una instalación nuclear se lleva a cabo por medio de dos trámites de información pública que se efectúan en el marco de dos procedimientos administrativos, el de autorización previa, conforme al el RINR, y el de evaluación ambiental de proyectos, conforme a la Ley 21/2013, que se describen a continuación.

En relación con el trámite previsto por la normativa nuclear, una vez recibida la solicitud de autorización previa de una instalación nuclear, el artículo 15 del RINR prevé la apertura de un periodo de información pública, de treinta días de duración, 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 destacarán el objeto y las características principales de la instalación. Durante dicho periodo, con objeto de que se puedan formular cuantas alegaciones y observaciones se estimen pertinentes, se pondrá a disposición del público la documentación que debe acompañar a la solicitud de autorización previa conforme al artículo 14 del mencionado RINR. Dicha documentación se encuentra integrada por los siguientes documentos:

- a. Declaración sobre las necesidades que se tratan de satisfacer, justificación de la instalación y del emplazamiento elegido;
- b. Memoria descriptiva. Dicha memoria consistirá en una descripción de los elementos fundamentales de que consta la instalación y, en general, deberá incluir la información básica sobre la misma, tecnología a utilizar, plan previo de suministros y previsiones para el desmantelamiento.
- c. Anteproyecto de construcción. Fases y plazos de ejecución. Estudio económico previo relativo a las inversiones financieras y costes previstos.
- d. Estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación, incluyendo 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.
- e. Organización prevista por el solicitante para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción.

- f. Descripción de las actividades y obras preliminares de infraestructura que pretenden realizarse una vez concedida la autorización previa y antes de solicitar la autorización de construcción.

Terminado el plazo para formular alegaciones, éstas son remitidas al solicitante con objeto de que puedan ser tenidas en consideración en el proyecto. La valoración de las alegaciones, así como de su contestación por el solicitante, corresponde al Consejo de Seguridad Nuclear, constituido como único Organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica conforme a la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, cuando tales alegaciones se correspondan con dichas materias de su competencia, y al Departamento ministerial correspondiente en el resto de los casos, principalmente la Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD.

En relación con el trámite de información pública previsto por la legislación medioambiental, la Ley 21/2013 regula el procedimiento de evaluación de impacto ambiental de determinados proyectos, entre los que se encuentran los relativos a las instalaciones nucleares, tanto en su autorización previa como en su desmantelamiento. Como parte de dicho procedimiento, el artículo 33 de la mencionada ley establece un trámite en el que, por un plazo no inferior a treinta días hábiles, se pone a disposición del público el proyecto, el estudio de impacto ambiental del mismo, así como un resumen de sus características fundamentales. Aunque la Ley 21/2013 tiene un carácter transversal, para aquellos proyectos sujetos al RINR se precisan algunos contenidos específicamente nucleares que deberán ser incluidos como parte del contenido del estudio de impacto ambiental:

Así, en el apartado 1.d) de la Parte A de su Anexo VI, se dispone que, en relación con la descripción del proyecto, se incluirá:

“una previsión de los tipos, cantidades y composición de los residuos que se producirán durante las fases de construcción, explotación y desmantelamiento, y de los vertidos y emisiones radiactivas que se puedan dar en operación normal, incidentes operacionales y accidentes; así como la declaración del cumplimiento del criterio ALARA (As Low As Reasonably Achievable) de acuerdo con las normas básicas de protección radiológica para estas situaciones”.

También, en el apartado 7 de la Parte A de su Anexo VI, se dispone que, en relación con la vulnerabilidad del proyecto, se incluirá:

“Una descripción de los efectos adversos significativos del proyecto en el medio ambiente a consecuencia de la vulnerabilidad del proyecto ante el riesgo de accidentes graves y/o catástrofes relevantes, en relación con el proyecto en cuestión. Para este objetivo, podrá utilizarse la información relevante disponible y obtenida a través de las evaluaciones de riesgo realizadas de conformidad con [...] la normativa que regula la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares. En su caso, la descripción debe incluir las medidas previstas para prevenir y mitigar el efecto adverso significativo de tales acontecimientos en el medio ambiente, y detalles sobre la preparación y respuesta propuesta a tales emergencias”.

Expirado el plazo de dicho trámite, el órgano sustantivo remitirá al promotor los informes y alegaciones recibidas para su consideración en la redacción, en su caso, de una nueva versión

del proyecto y del estudio de impacto ambiental. Posteriormente, si el órgano ambiental apreciara que el promotor no ha tenido debidamente en cuenta las alegaciones recibidas durante los trámites de información pública y consultas, requerirá al promotor para que complete la información necesaria. No obstante, al igual que sucede en el trámite específicamente nuclear, la valoración de aquellas alegaciones que hubieran podido ser formuladas en materia de seguridad nuclear o protección radiológica corresponde al Consejo de Seguridad Nuclear, como única autoridad competente en la materia conforme a la Ley 15/1980.

En todo caso, las propias normativas que regulan el desarrollo de ambos trámites de participación pública aseguran la coordinación entre ambos. En primer lugar, como señala el artículo 15.2 del RINR, “el trámite de información pública se efectuará de forma conjunta con el previsto para el estudio de impacto ambiental en su regulación específica”. Asimismo, la disposición adicional cuarta del RINR establece que “el procedimiento de evaluación de impacto ambiental previsto en la Ley 21/2013 se incardinará en los procedimientos sustantivos de autorización regulados en este Reglamento”. Como resultado final de dicha incardinación, la propia Ley 21/2013 establece que el contenido de la declaración de impacto ambiental habrá de integrarse en la autorización del proyecto por el órgano sustantivo.

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. Este Comité tiene la función 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. Está presidido por un representante del MITERD 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. 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 de 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. Cabe destacar, igualmente, el Comité Asesor al CSN, creado por la Ley 33/2007, de 7 de noviembre (de reforma de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear) que tiene por objeto la emisión de recomendaciones a dicho Consejo en materia de transparencia y la propuesta de medidas que fortalezcan el acceso del público a la información y la participación de los ciudadanos en los asuntos de su competencia. Se encuentra compuesto por representantes del CSN, distintos Ministerios, Comunidades Autónomas, titulares de instalaciones nucleares, sindicatos, expertos, ONG y municipios, entre otros.

Por último, cabe citar que 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). 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, 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 estas a la difusión de dicha información.

Anexo C.

Organización de respuesta en emergencias

C.1. Gestión de emergencias nucleares y radiactivas

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. Asimismo, se establecen planes de emergencia para actuaciones en el exterior de las instalaciones cuando los accidentes que ocurran en ellas tengan repercusión sobre terceros.

Desde la perspectiva de la regulación nuclear, se requiere la existencia de planes de emergencia interior en cada práctica radiológica y se establecen los criterios específicos relativos a los niveles y a las técnicas de intervención, así como las medidas de protección en los que se basan los planes.

En este sentido, el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre requiere para cualquier instalación nuclear o radiactiva que antes de la obtención de la autorización de la explotación, los solicitantes elaboren y presenten un Plan de Emergencia Interior, acorde con los riesgos existentes, que se aprobará al concederse dichas autorizaciones.

De acuerdo con el RINR, tanto el Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de El Cabril (C.A. El Cabril), como la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado están clasificados como instalaciones nucleares. Consecuentemente, deben disponer de un Plan de Emergencia Interior aprobado por el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), previo informe preceptivo del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

Adicionalmente, por una parte, el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), aprobado mediante Real Decreto 1546/2004, 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.

Por otra, la Directriz Básica de Planificación de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico (DBRR), aprobada mediante Real Decreto 1564/2010, contiene los criterios mínimos que deberán 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 combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad. Esto incluye tanto los ATI, actualmente aún bajo la normativa del PLABEN y que en un momento a determinar quedarán bajo la DBRR, **como ha sido el caso del ATI de la C.N. José Cabrera cuya gestión de emergencias externa ha pasado de depender del PLABEN/PENGUA a depender de la DBRR/RADIOCAM como se denomina el Plan Especial frente al Riesgo Radiológico de Castilla la Mancha.**

Asimismo, la citada Directriz establece los requisitos mínimos que deben cumplir los correspondientes planes en cuanto a fundamentos, estructura, organización y criterios operativos y de respuesta, con la finalidad de prever un diseño o modelo nacional mínimo que haga posible, en su caso, una coordinación y actuación conjunta de los distintos servicios y Administraciones implicadas. Prevé una estructura general de la planificación de protección civil integrada por el Plan Estatal y los Planes de las comunidades autónomas, en los que se integrarán los Planes de Actuación de Ámbito Local.

De conformidad con todo ello, el Real Decreto 1054/2015, aprobó el Plan Estatal de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico. A éste hay que añadir los distintos Planes Especiales de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico de comunidades autónomas.

En el último año han tenido lugar dos hitos en el ámbito normativo que inciden en la organización del Sistema Nacional de Protección Civil.

Por un lado, el Real Decreto 524/2023, de 20 de junio, por el que se aprueba la Norma Básica de Protección Civil. Mediante este instrumento se actualiza plenamente el esquema normativo del Sistema Nacional de Protección Civil. Este Real Decreto deroga varias directrices básicas de planificación y planes de protección civil frente a determinados riesgos, sin embargo, indica que tales documentos continuarán aplicándose hasta tanto sean aprobados los nuevos instrumentos de planificación que los sustituyan.

Por otro lado, la publicación en el BOE de la *Resolución de 21 de marzo de 2023, de la Subsecretaría del Interior, por la que se publica el Acuerdo del Consejo de Ministros, por el que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes en el ámbito de la protección civil*. Este Acuerdo traspone en temas de emergencias, asuntos pendientes de la Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013.

C.2. Organización del CSN para situaciones de emergencia

Dada la naturaleza específica de las emergencias nucleares y radiológicas, el CSN asume en esta materia una serie de funciones que van más allá de las competencias que le son propias como Organismo regulador nuclear.

Para cumplir estas funciones con el grado de eficacia y eficiencia adecuados, el CSN dispone de una Organización de Respuesta ante emergencias (ORE) complementaria de su organización ordinaria de trabajo. Esta está dirigida por el propio presidente del CSN y en ella participan sus unidades técnicas y logísticas de acuerdo con un Plan de Actuación en Emergencias (PAE) que se activa según el nivel de gravedad del accidente que desencadena la emergencia nuclear o radiológica.

La ORE del CSN opera desde una Sala de Emergencias (SALEM) permanentemente atendida, que cuenta con un retén de emergencia que puede responder a una situación de emergencia en un plazo inferior a una hora. La SALEM dispone de sistemas de comunicaciones y herramientas de evaluación para asesorar a los directores de los planes de emergencia del nivel de respuesta exterior activados sobre la evolución más conservadora del accidente, sobre sus consecuencias potenciales y sobre las medidas de protección a la población que deberían ponerse en práctica en función del impacto esperado.

Las capacidades propias del CSN en la respuesta a emergencia son complementadas mediante acuerdos y contratos de colaboración con entidades públicas y privadas, por los que apoyos, externos personales y materiales, prestarán servicio en emergencias bajo la supervisión del CSN.

El PAE del CSN cuenta con su propio plan de formación y es independiente de los planes de formación de los actuantes de los planes de emergencia nuclear exterior de las centrales nucleares, pero coordinado con los mismos. Además, el PAE 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 bajo el principio de mando único y es complementaria de la organización ordinaria del CSN.

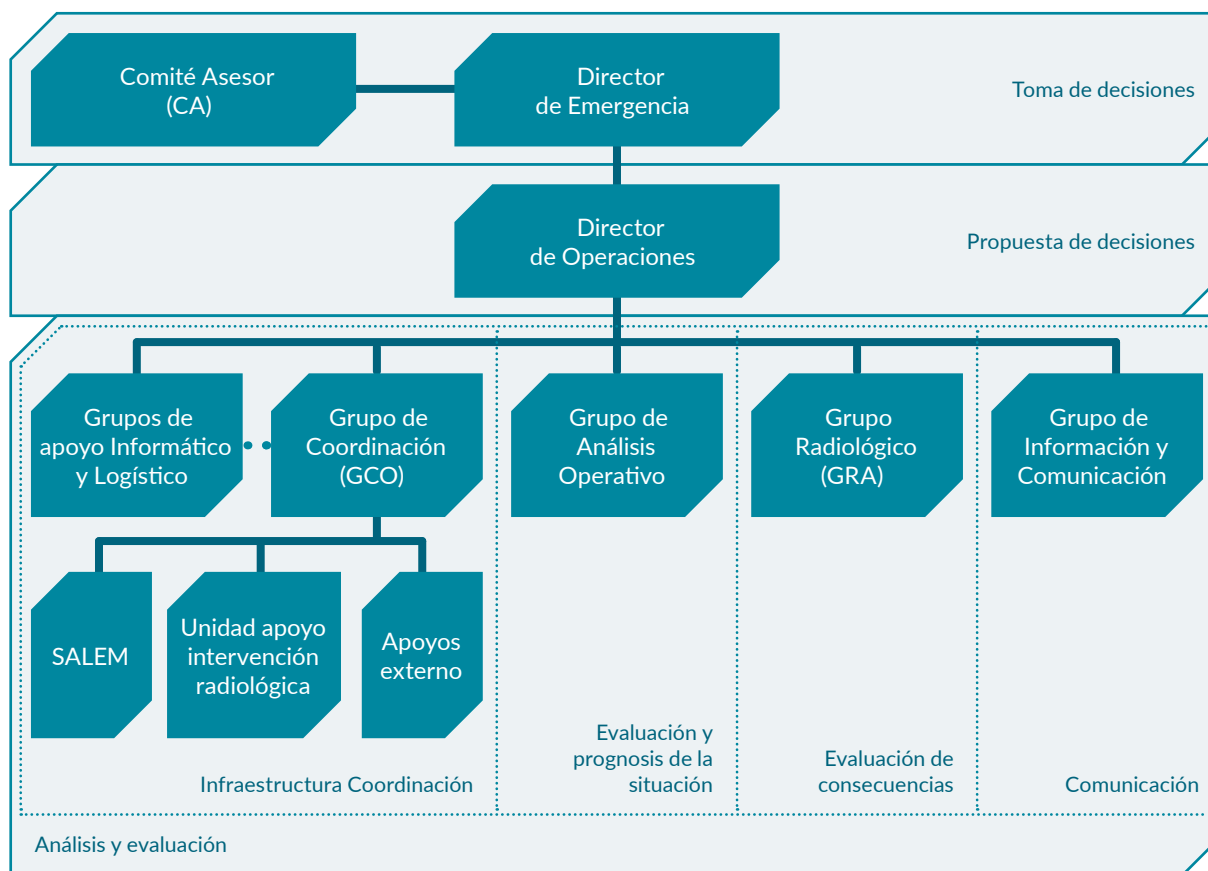


Figura 5. Estructura jerárquica de la ORE.

La ORE se estructura en los tres niveles jerárquicos siguientes:

- Toma de decisiones sobre las recomendaciones a los directores de los planes de emergencia exterior.
- Propuesta de decisiones y de medidas de protección a la población.
- Análisis y evaluación de los sucesos por parte de los Grupos Operativos:
 - El director de Emergencia (DE), 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 competentes en la información a la población. La función de DE corresponde al presidente del CSN.
 - El director de Operaciones de Emergencia (DOE), que es responsable de coordinar todas las actuaciones de la ORE y elaborar las propuestas de recomendaciones que el DE debe remitir a la dirección del plan de emergencia aplicable. La tarea de director de Operaciones de Emergencia es asumida por uno de los dos directores técnicos del Organismo o uno de los subdirectores.

- Los Grupos Operativos son responsables de llevar a cabo las actuaciones técnicas que sean necesarias para elaborar las recomendaciones. Estas se transmitirán al DOE y al DE, una vez adoptadas por la SALEM las recomendaciones se transmitirán a la dirección del plan de emergencia exterior aplicable, que activará y coordinará los equipos de intervención y de preparará la información a comunicar a la población afectada.

En concreto, las misiones de los Grupos Operativos de la ORE son las siguientes:

- La misión del Grupo de Análisis Operativo (GAO) es analizar las causas del accidente y pronosticar su posible evolución 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 (GRA) 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, los bienes y el medio ambiente y colaborar en su puesta en práctica.
- La misión del Grupo de Información y Comunicación (GIC) es proporcionar a los demás componentes 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. Asimismo, el GIC es el encargado de preparar la información sobre la emergencia que, en cumplimiento con las funciones que tiene asignadas el CSN los compromisos internacionales, debe ser remitida a medios nacionales e internacionales y a la población.
- La misión del Grupo de Coordinación (GCO) es mantener plenamente operativa la infraestructura de la ORE y asegurar el flujo de información entre todos sus componentes 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 operatividad 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 operatividad de los equipos y sistemas informáticos y de comunicaciones de uso específico por los diferentes grupos operativos de la SALEM.
- 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.

En la SALEM 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 o modo 0 (técnicos de atención permanente), reducida o modo 1 (lo anterior + DOE); básica o modo 2 (lo anterior + retenes) y ampliada o modo 3 (que podría involucrar a todo el personal del CSN).

El CSN vela para mantener entrenada y actualizada su Organización de Respuesta a Emergencias, de forma que pueda afrontar con garantía y eficacia todas las funciones asignadas por ley al CSN caso de emergencia mediante la actualización y adquisición de nuevos medios materiales, y la firma de contratos y protocolos que permitan disponer de nuevos equipos.

C.3. Capacitación y entrenamiento de la ORE: simulacros y ejercicios

La ORE del CSN participa de forma permanente en la realización de ejercicios y simulacros que garanticen su eficacia en caso de emergencia. Supervisa anualmente las actividades de capacitación y entrenamiento del personal de respuesta a emergencias de las instalaciones nucleares y en particular en lo que respecta a la instalación de gestión de residuos radiactivos de media y baja actividad y a la Fábrica de Elementos Combustibles.

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 Sala de Emergencias (SALEM). Dentro de los acuerdos entre la Unidad Militar de Emergencias (UME) y el CSN, se han dispuesto medios materiales que permiten establecer en un corto espacio de tiempo, en dependencias del Cuartel General de la UME en Torrejón de Ardoz (Madrid), una SALEM de respaldo, por personal del CSN desplazado al efecto. Esto sucedería si encontrándose activada la SALEM, se produjesen circunstancias que obligaran a su desalojo.

Las actuaciones en estos simulacros se realizan 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 generalmente 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.

La Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) participa activamente tanto en la fase urgente de los simulacros, con activación simulada o real, en la gestión de los hipotéticos residuos radiactivos generados, como durante las tareas de la fase de recuperación. Participa en los debates sobre eficacia de las técnicas de descontaminación, de áreas urbanas, rurales y bajo la supervisión del CSN gestiona los residuos radiactivos generados en estos procesos.

C.4. Participación del CSN en el plano internacional

El Estado Español es parte contratante de las convenciones internacionales sobre Pronta Notificación de Accidentes Nucleares y Asistencia en caso de accidente nuclear o Emergencia Radiológica, y está sujeto a obligaciones para el intercambio de información en caso de accidente nuclear y emergencia radiológica, y tiene suscritos acuerdos y protocolos de colaboración tanto a nivel de Gobierno como entre reguladores.

Entre otros el CSN tiene suscritos acuerdos bilaterales de intercambio de información en emergencias nucleares y radiológicas con la ASN francesa y con la Agencia Portuguesa de Medio Ambiente, con la Autoridad Nacional de Protección Civil y con el Instituto Superior Técnico de la Universidad de Lisboa de Portugal.

C.5. Participación de la Unidad Militar de Emergencias en emergencias nucleares y radiológicas

En base a la Ley Orgánica 5/2005, de la Defensa Nacional y al Acuerdo de Consejo de Ministros de 17 de octubre de 2005, se creó la UME para intervenir de forma inmediata en situaciones de grave emergencia. Mediante el Real Decreto 1097/2011, se aprueba el protocolo de intervención de la UME para precisar en qué circunstancias podrá ser ordenada su intervención. Se indica en dicho protocolo que el Ministerio de Defensa, por delegación del presidente del Gobierno, ordenará la intervención de la UME, cuya actuación se deberá ajustar a lo establecido en la legislación vigente en materia de protección civil, y especialmente en lo relativo a la distribución de competencias entre el Estado y las Comunidades Autónomas. La finalización de sus actuaciones deberá ser adoptada por el Ministerio de Defensa a propuesta del Ministerio de Interior y oídas las autoridades que solicitaron su intervención. El inicio y finalización de sus actuaciones serán notificadas al Departamento de Seguridad Nacional de la Presidencia del Gobierno.

C.6. Real Decreto de Ordenación de las actividades de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A., S.M.E. (ENRESA)

El Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, asigna a Enresa, entre otras funciones, la de cooperar con las autoridades competentes en caso de emergencias nucleares o radiológicas. Tanto el PLABEN como la DBRR, asignan a Enresa la gestión de los residuos radiactivos que deban llevarse a cabo en la fase de emergencia, bajo la coordinación del CSN.

Anexo D.

Fondo para la financiación de las actividades del Plan general de Residuos Radiactivos

El Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) cubre las actividades desarrolladas por la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) para la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, incluyendo todos los costes asociados a las mismas.

Los ingresos necesarios para la financiación de estos costes se calculan de acuerdo con el marco legal vigente desarrollado por la Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario, que modificó la Ley 54/1997 del Sector Eléctrico. Esta ley, que entró en vigor el 1 de enero de 2010, estableció un nuevo sistema de financiación basado en el cobro de cuatro tasas en función del tipo de productores o servicios prestados

La Ley 9/2017, de 8 de noviembre, de Contratos del Sector Público, en su disposición final undécima, modificó la Disposición adicional primera de la Ley 58/2003, de 17 de diciembre, General Tributaria, de tal manera que las tasas para la financiación de las actividades del PGRR pasaron a tener naturaleza jurídica de prestaciones patrimoniales de carácter público no tributario.

D.1. Prestación patrimonial de carácter público no tributario relativa a peajes

Constituye la vía de financiación tanto 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, como de 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 en 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 prestación 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 Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD) 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.

La cuota a ingresar viene determinada por la base imponible, constituida por la recaudación total derivada de la aplicación de los peajes relativos a la tarifa eléctrica, y un tipo de gravamen fijado en la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997.

D.2. Prestación patrimonial de carácter público no tributario relativa a las centrales nucleares en explotación

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 MITERD, 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.

La cuota a ingresar por cada una de las centrales nucleares durante la explotación de la instalación es la resultante de multiplicar la energía nucleoelectrónica bruta generada, medida en kWh y redondeada al entero inferior, por la tarifa fija unitaria y el coeficiente corrector aplicable de acuerdo con la escala definida en la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997.

Esta cuota ha sido modificada en 2019 mediante el Real Decreto 750/2019, de 27 de diciembre que actualiza las cantidades por las que las centrales nucleares contribuyen al Fondo de Enresa, en coherencia con la política de cierre ordenado y escalonado del parque nuclear español que refleja el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima (PNIEC) 2021-2030.

D.3. Prestación patrimonial de carácter público no tributario 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 estos. La disposición adicional sexta de la Ley 54/1997 establece el tipo de gravamen sobre la cantidad de combustible nuclear fabricado en cada año.

D.4. Prestación patrimonial de carácter público no tributario relativa a otras instalaciones

Cubre 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), el Centro de Investigaciones Energéticas, Medio Ambientales y Tecnológicas (Ciemat) u otras empresas. A todos ellos se les imputa directamente los costes en el momento de la prestación de los servicios. **La cuota a ingresar por las instalaciones es la resultante de multiplicar la cantidad o unidad de residuos entregados para su gestión por los tipos de gravamen definidos en la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997.**

D.5. Control del fondo

La gestión del Fondo, responsabilidad de Enresa, se rige por los principios de seguridad, rentabilidad y liquidez. Como se viene refiriendo en los sucesivos informes nacionales, las dotaciones al Fondo sólo se pueden destinar a costear las actuaciones previstas en el PGRR. 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 supervisión, control y calificación de las inversiones transitorias realizadas con el Fondo corresponden a un Comité de Seguimiento y Control adscrito al MITERD, a través de la Secretaría de Estado de Energía y regulado por el Real Decreto 102/2014. Este Comité debe formular informes con periodicidad semestral, comprensivos de la situación del Fondo y de las inversiones correspondientes a su gestión financiera, así como de la calificación que le merece la gestión del fondo, exponiendo las observaciones que considere adecuadas. Dichos informes son entregados a MITERD, al **Ministerio de Ciencia, Innovación y Universidades y al Ministerio de Hacienda.**

Adicionalmente, el Real Decreto 102/2014 establece la obligación de Enresa de presentar los siguientes informes ante el MITERD (a quien corresponde la dirección estratégica y el seguimiento y control de las actuaciones y planes de Enresa, tanto técnicos como económicos, a través de la Secretaría de Estado de Energía):

- Durante el primer semestre de cada año:
 - Una memoria incluyendo los aspectos técnicos y económicos relativos a las actividades del ejercicio anterior.
 - Un estudio económico-financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el PGRR, incluida la retribución de la actividad gestora del plan.
- Antes del 30 de noviembre de cada año, una justificación técnico-económica de la adecuación del presupuesto anual correspondiente al ejercicio siguiente, y su proyección

para los tres años siguientes. En el caso de que, excepcionalmente, fuera necesario afrontar costes no previstos en el mencionado estudio económico-financiero, Enresa debería remitir, previamente, la justificación correspondiente.

- El mes siguiente a cada trimestre natural, un informe de seguimiento presupuestario.

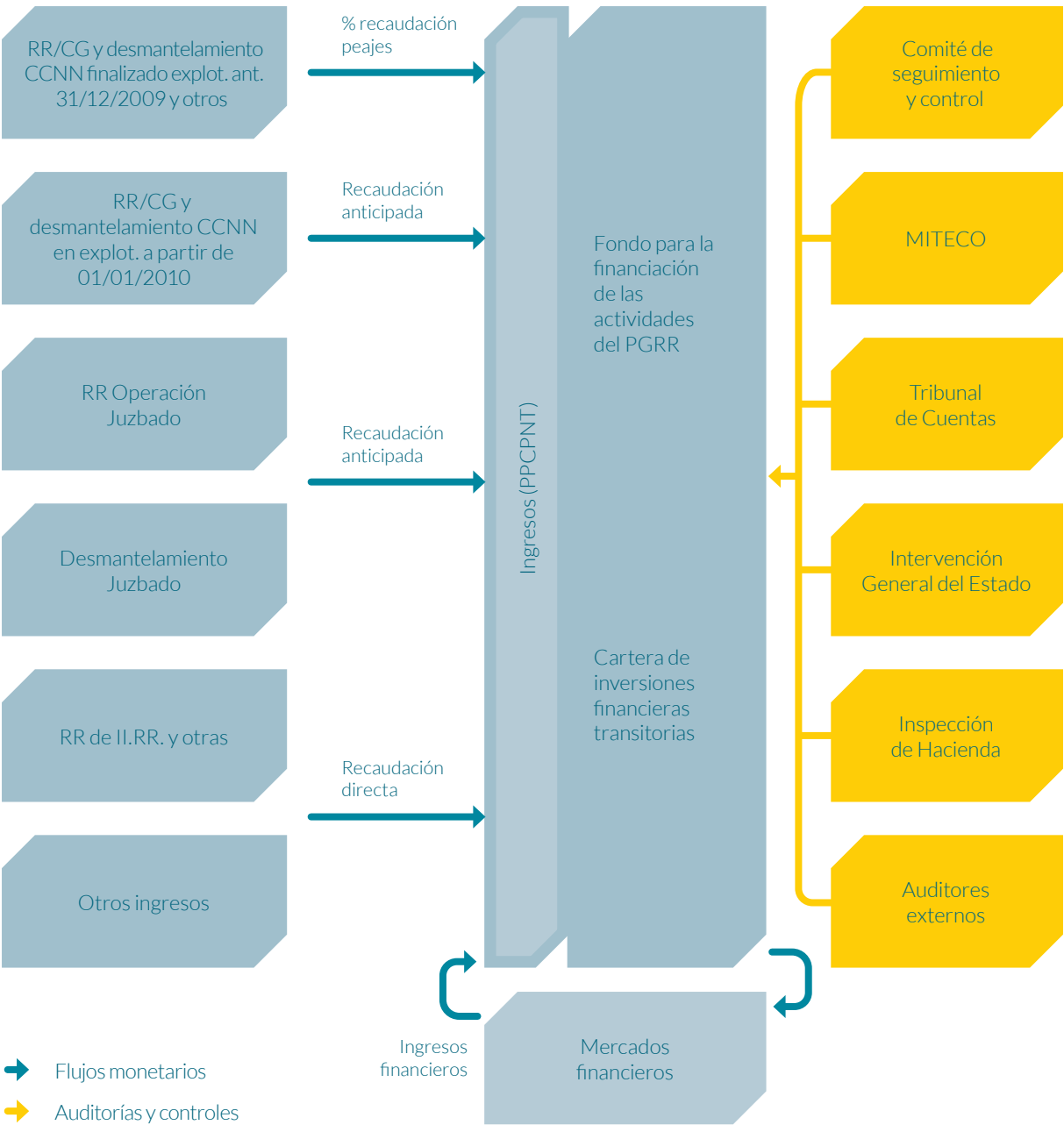


Figura 6. Visión general del sistema de financiación para las actividades del PGRR y de los mecanismos para su control.

Anexo E.

Matriz sinóptica

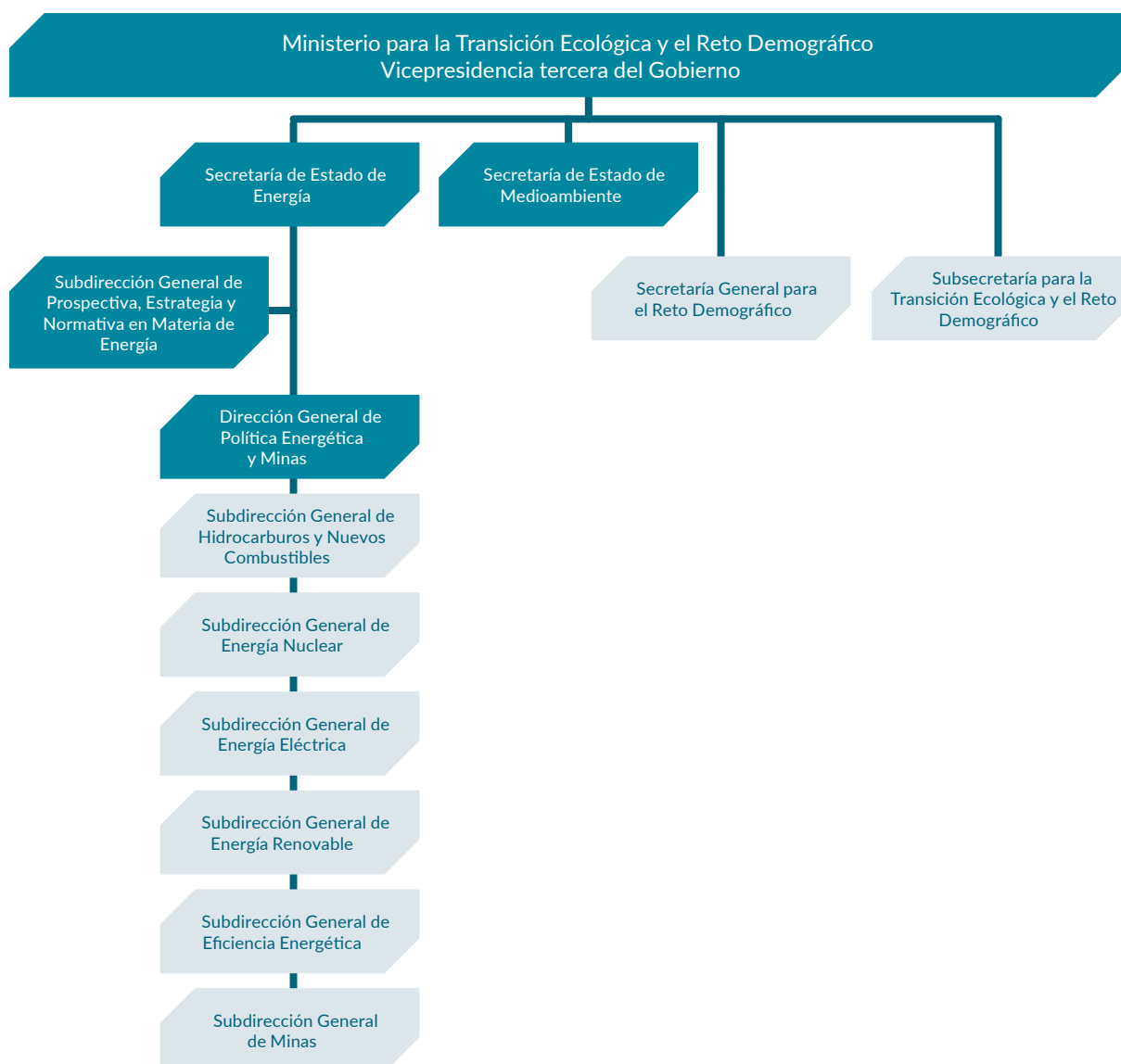
Tipo de responsabilidad		Política de gestión a largo plazo	Financiación	Prácticas actuales / instalaciones	Instalaciones planeadas
Combustible gastado		Almacenamiento temporal en los almacenes temporales descentralizados (ATD) de las centrales que los generan, hasta su traslado al almacén geológico profundo (AGP).	Principio de “quien contamina paga”. Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR). Ingresos procedentes de la explotación de las centrales nucleares en operación que hayan seguido estando operativas en el año 2010, por medio del pago de la “prestación patrimonial de carácter público no tributario (PPCPNT) 2”. La financiación de la gestión del combustible gastado (CG) de centrales nucleares cerradas con anterioridad al 2010 corre a cargo de la “PPCPNT 1”	En las piscinas de las propias centrales nucleares. En los almacenes temporales individualizados (ATI).	ATD en cada central. Futura instalación de almacenamiento definitivo o AGP.
Residuos del ciclo de combustible nuclear	Colas de la minería del uranio	Instalaciones bajo programas de vigilancia	Su financiación corresponde al titular de la instalación o, en el caso de los legados históricos, se imputa a la “PPCPNT 1”.	Acondicionamiento y remediación “on site”	N/A
	Residuos procedentes de Juzbado	Disposición definitiva en el Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos- El Cabril (C.A. El Cabril).	Principio de “quien contamina paga”. Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Ingresos procedentes de Juzbado por medio del pago de la “PPCPNT 3”.	Preacondicionamiento y almacenamiento temporal en Juzbado. Transporte, acondicionamiento y almacenamiento definitivo en el C.A. El Cabril	N/A
	Residuos operacionales de las instalaciones nucleares	Disposición definitiva en el C.A. El Cabril	Principio de “quien contamina paga”. Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Ingresos procedentes de la explotación de las centrales nucleares en operación que hayan seguido estando operativas en el año 2010, por medio de la “PPCPNT 2”.	Preacondicionamiento y almacenamiento temporal en las instalaciones. Transporte, acondicionamiento y almacenamiento definitivo en el C.A. El Cabril	N/A
	Residuos resultantes del reprocesado en el extranjero del combustible de Vandellós I	Puesta en marcha en 2027 de un almacén temporal en el emplazamiento. Permanecerá operativo hasta su traslado al AGP.	Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Los ingresos proceden de la “PPCPNT 1”	Retorno a España una vez esté disponible el almacén temporal.	Almacén temporal en el emplazamiento. Futura instalación de almacenamiento definitivo (AGP).
Residuos externos al ciclo de combustible		Disposición definitiva en el C.A. El Cabril	Principio de “quien contamina paga”. Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Ingresos procedentes los titulares de IIRR por medio del pago de la “PPCPNT 4”	Almacenamiento temporal en las II radiactivas. Preacondicionamiento en el sitio. Transporte, almacenamiento y almacenamiento definitivo en C.A. El Cabril.	N/A

Tipo de responsabilidad	Política de gestión a largo plazo	Financiación	Prácticas actuales / instalaciones	Instalaciones planeadas
Clausura	Desmantelamiento total e inmediato. RBBA y RBMA resultantes definitivamente dispuestos en C.A. El Cabril. Los residuos radiactivos de alta actividad (RAA) y los residuos especiales (RE) a almacenar en los ATD en los emplazamientos de las centrales que los generan, hasta su traslado al AGP	Principio de “quien contamina paga”. Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Ingresos procedentes de la explotación de las centrales nucleares en operación que hayan seguido estando operativas en el año 2010, por medio del pago de la “PPCPNT 2”. La financiación del desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares cerradas con anterioridad al 2010 corre a cargo de la “PPCPNT 1”.	La estrategia establecida consiste en el desmantelamiento total e inmediato de las centrales nucleares de tipo agua ligera, que son todas las existentes, a excepción de la C.N. Vandellós I.	N/A
Fuentes selladas en desuso	Retorno al suministrador. Si no es posible, disposición definitiva en C.A. El Cabril. Si no cumpliera los criterios de aceptación, almacenamiento temporal en C.A. El Cabril hasta su almacenamiento definitivo una vez esté disponible el AGP.	Coste asumido por el titular de la licencia de la instalación.	Retorno al suministrador. Si no es posible, disposición definitiva en C.A. El Cabril. Si no cumpliera los criterios de aceptación, almacenamiento temporal en C.A. El Cabril hasta que su almacenamiento definitivo una vez esté disponible el AGP.	Futura instalación de almacenamiento geológico profundo (AGP).

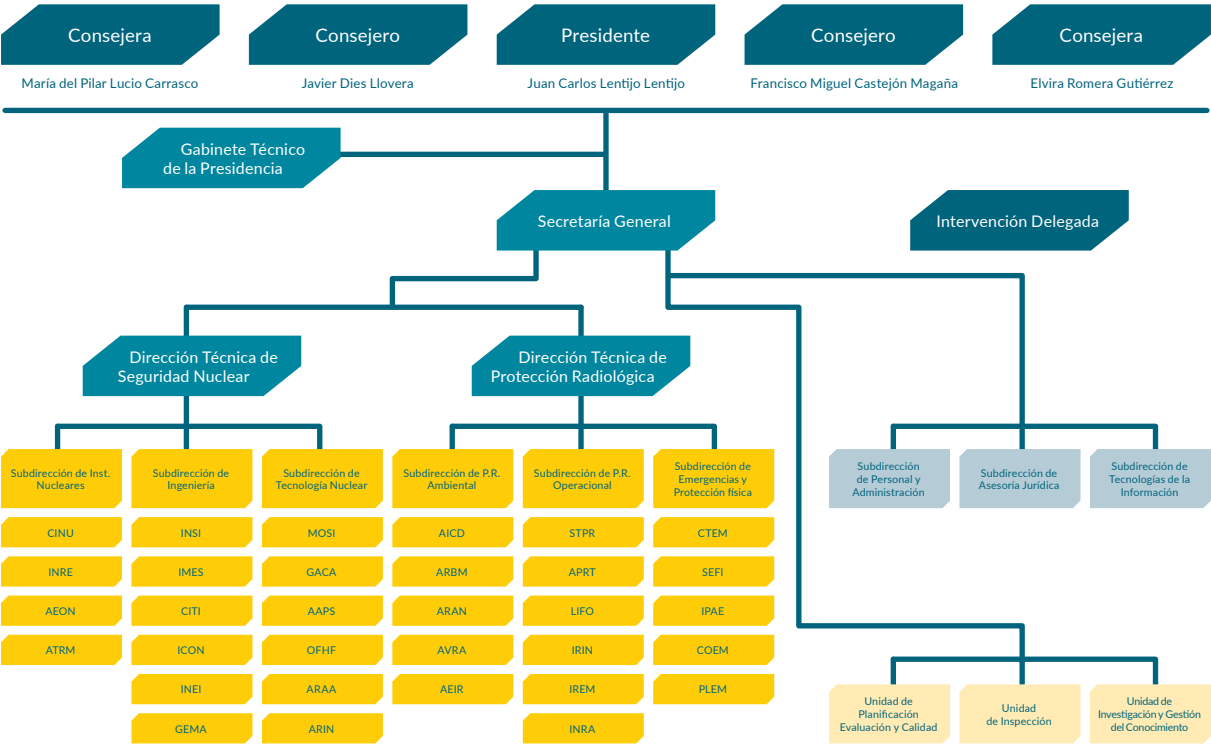
Anexo F.

Organigramas de los organismos e instituciones implicados en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado

F.1. Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD)



F.2. Consejo de Seguridad Nuclear



Subdirección de Inst. Nucleares

CINU: Coordinador de Instalaciones Nucleares
INRE: Coordinador y Apoyo de la Inspección Residente
AEON: Área de Experiencia Operativa y Normativa
ATMR: Área de Transporte de Material Radiactivo

Subdirección de Ingeniería

NSI: Área de Ingeniería de Sistemas
IMES: Área de Ingeniería Mecánica y Estructural
CITI: Área de Ciencias de la Tierra
ICON: Área de Ingeniería de Combustible Nuclear
INEI: Área de Sistemas Eléctricos, Instrumentación y Control
GEMA: Área de Gestión de Vida y Mantenimiento

Subdirección de Tecnología Nuclear

MOSI: Área de Modelación y Simulación
GACA: Área de Garantía de Calidad
AAPPS: Área de Análisis Probabilista de Seguridad
OFHF: Área de Organización, Factores Humanos y Formación
ARAA: Área de Residuos de Alta Actividad
ARIN: Área de Protección Contra Sucesos Internos

Subdirección de P.R. Ambiental

AICD: Área de Instalaciones del Ciclo y Desmantelamiento
ARBM: Área de Residuos de Baja y Media Actividad
ARAN: Área de Radiación Natural
AVRA: Área de Vigilancia Radiológica Ambiental
AEIR: Área de Evaluación de Impacto Radiológico

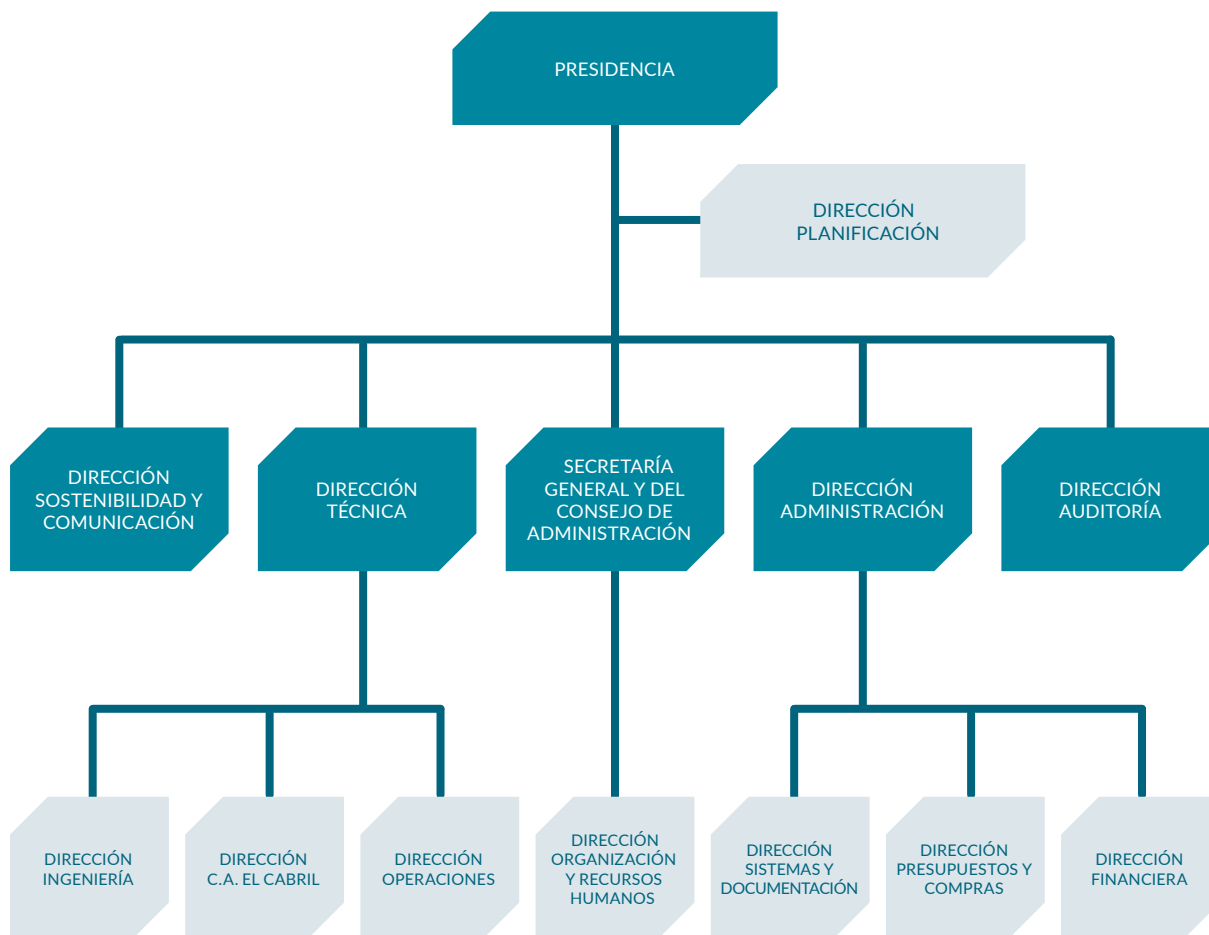
Subdirección de P.R. Operacional

STPR: Área de Servicios Técnicos de Protección Radiológica
APTR: Área de Protección Radiológica de los Trabajadores
LIFO: Área de Licencias y Formación
IRIN: Área de Instalaciones Radiactivas Industriales
IREM: Área de Instalaciones Radiactivas y Exposiciones Médicas
INRA: Área de Inspección de Instalaciones Radiactivas

Subdirección de Emergencias y Protección física

CTEM: Coordinador Técnico de Emergencias (Subdirección Emergencias)
SEFI: Área de Seguridad Física
IPAE: Área de Intervención y Preparación de Actuantes en Emergencias
COEM: Área de Coordinación de Operaciones de Emergencia
PLEM: Área de Planificación de Emergencias

F.3. ENRESA



Anexo G.

Siglas y abreviaturas utilizadas

AGP	Almacenamiento geológico profundo
ATI	Almacén temporal individualizado
ATD	Almacén temporal descentralizado
ATC	Almacén temporal centralizado
ALARA	Tan bajo como sea razonable alcanzar
B.O.E.	Boletín Oficial del Estado
BWR	Reactor de agua en ebullición
CAE	Centro de apoyo a emergencias
CAGE	Centro alternativo de gestión de emergencias
CE	Comisión Europea
CEN	Comité de Energía Nuclear
CFR	Código de Regulaciones Federales de Estados Unidos
CG	Combustible gastado
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
DBRR	Directriz Básica de Protección Civil frente al Riesgo Radiológico.
DGPC	Dirección General de Protección Civil
DGPEM	Dirección General de Política Energética y Minas
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., S.M.E.
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 Andújar
GS	Guía de seguridad
HERCA	Heads of the European Radiological Protection Competent Authorities
I+D	Investigación y Desarrollo
ICRP	Comisión Internacional de Protección Radiológica
II.RR.	Instalaciones radiactivas
INEX	Ejercicio internacional de emergencia nuclear
INPO	Instituto de operaciones nucleares
IOP	Instrucciones de operación
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
ISO	Organización internacional de normalización
KWU	Kraftwerk Union A.G.
LEN	Ley sobre energía nuclear
MCDE	Manual de Cálculo de Dosis al Exterior
MAPAMA	Ministerio de Agricultura, Pesca, Alimentación y Medio Ambiente
MITYC/MINETUR/MINETAD/MITECO/MITERD	actualmente Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico
NEA	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
ORE	Organización de respuesta a emergencias.
OSPAR	Conv. para la protección del Medio ambiente marino del noreste del Atlántico
PCP	Programa de control de procesos
PEI	Plan de emergencia exterior

PEN	Plan Energético Nacional
PGRR	Plan General de Residuos Radiactivos
PGRRCG	Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado
PIMIC	Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat
PLABEN	Plan Básico de Emergencia Nuclear
PLAGERR	Plan de Gestión de Residuos Radiactivos
PNIEC	Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030
PPCPNT	Prestación patrimonial de carácter público no tributario
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
RE	Residuos especiales
RINR	Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas
RPS	Revisión Periódica de Seguridad
RPSI	Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes
RRRR	Residuos Radiactivos
SACOP	Sala de Coordinación Operativa
SALEM	Sala de Emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear
SEMA	Secretaría de Estado de Medioambiente
SEPI	Sociedad Española de Participaciones Industriales
SGEN	Subdirección General de Energía Nuclear
UKAEA	Autoridad de Energía Nuclear del Reino Unido
WANO	Asociación mundial de operadores nucleares
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association



GOBIERNO
DE ESPAÑA

VICEPRESIDENCIA
TERCERA DEL GOBIERNO

MINISTERIO
PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA
Y EL RETO DEMOGRÁFICO