

9^o

PLAN
DE I+D
2024-2028



GOBIERNO
DE ESPAÑA

VICEPRESIDENCIA
TERCERA DEL GOBIERNO

MINISTERIO
PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA
Y EL RETO DEMOGRÁFICO



Título: Enresa. 9º Plan I+D. 2024-2028.

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

Página web de Enresa: <https://www.enresa.es/esp/inicio/actividades-y-proyectos/i-mas-d>



Edita: © Enresa 2025

Maquetación: Komuso Comunicación Multimedia, Diseño y Soluciones Audiovisuales

9

PLAN
DE I+D
2024-2028



GOBIERNO
DE ESPAÑA

VICEPRESIDENCIA
TERCERA DEL GOBIERNO

MINISTERIO
PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA
Y EL RETO DEMOGRÁFICO





Resumen ejecutivo

El 9º Plan de I+D 2024-2028 se plantea para dar soporte a los retos y necesidades tecnológicas de Enresa en los próximos cinco años. El escenario de referencia en el que se enmarca el presente Plan es el establecido en el 7º PGRR, aprobado en el Consejo de Ministros el 27 de diciembre de 2023, que refleja la estrategia actual en lo que a gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento de instalaciones nucleares se refiere.

En los próximos años, los retos a los que se enfrenta Enresa y a los que la I+D debe de contribuir se basan, para la gestión de residuos de baja y media y de muy baja actividad (RBMA y RBBA), en adecuar la capacidad radiológica y de almacenamiento de las instalaciones del Centro de Almacenamiento de El Cabril (C.A. El Cabril) a las necesidades actuales, optimizar su funcionamiento, y mejorar las tecnologías de caracterización de los RBMA y RBBA para poder hacer frente a los residuos procedentes del desmantelamiento.

Por su parte, para la gestión de combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales (CG, RAA y RE) se deberán implementar en los próximos años instalaciones de almacenamiento temporal en cada una de las centrales nucleares, con capacidad de recuperación a nivel de contenedor y, en alguna de estas instalaciones, a nivel de elemento combustible gastado hasta que esté disponible la instalación destinada a su almacenamiento definitivo, el almacenamiento geológico profundo (AGP), previsto para el año 2073.

La capacidad de recuperabilidad ha sido establecida en la “Instrucción técnica en relación con la capacidad de recuperación del combustible gastado a medio y largo plazo” del Consejo de Seguridad Nuclear. Esta última necesidad de disponer de una instalación para la recuperabilidad de CG a nivel de elemento combustible cuando las centrales nucleares estén desmanteladas hace necesario profundizar en el conocimiento para el desarrollo y operación de estas instalaciones. La I+D deberá aportar los conocimientos necesarios para ello.

Por otra parte, en relación con el almacenamiento definitivo de los residuos, la I+D debe contribuir al cumplimiento de la Hoja de Ruta del AGP, elaborada por Enresa para dar respuesta a las recomendaciones de la misión de revisión internacional IRRS/ARTEMIS en relación con el programa del AGP, y avanzar en el conocimiento del comportamiento del CG, RAA y RE a largo plazo para su almacenamiento definitivo.

Con respecto al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares, si bien Enresa se encuentra a la vanguardia gracias a la experiencia adquirida con los desmantelamientos de las centrales nucleares de José Cabrera y de Vandellós I, el Protocolo de cierre ordenado de las centrales nucleares firmado en 2019 entre Enresa y las empresas propietarias, que establece el calendario de cierre del actual parque nuclear español entre 2027 y 2035, plantea a Enresa un doble reto para los próximos años.

Por un lado, un reto de planificación y ejecución, por el elevado número de centrales nucleares que deben de ser desmanteladas en un periodo de tiempo limitado y de manera simultánea, en algunos casos y, por otro, tecnológico, donde la I+D deberá aportar soluciones que mejoren las estrategias y los procedimientos de desmantelamiento y recuperación de terrenos, y ponga a punto los recursos técnicos y humanos necesarios para poder abordar el plan de cierre establecido. A todo lo anterior, hay que añadir actividades de restauración de los emplazamientos desmantelados a los que la I+D debe aportar avances en técnicas de desclasificación y restauración que permitan la liberación de los emplazamientos.

La I+D también debe estar al servicio de otras responsabilidades de Enresa, como la logística, y de otras actividades que le han sido encomendadas (Protocolo sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos, Protocolo Megaport, etc.) y que pueden demandar actuaciones de I+D para cubrir sus necesidades.

A lo largo de los años, Enresa ha adquirido gran experiencia operativa, al tiempo que ha ido desarrollando la I+D necesaria para dar respuesta a sus necesidades, una I+D aplicada que ha buscado resolver problemas concretos y profundizar en el conocimiento de temas relevantes para la gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento de instalaciones nucleares.

El 9º Plan de I+D identifica la I+D necesaria para llevar a cabo las actividades encomendadas mediante el análisis de la situación actual, que establece las bases de partida, y la identificación de aquellos aspectos que deben ser desarrollados o mejorados para cumplir los objetivos establecidos en el 7º PGRR.

El 9º Plan de I+D se ha estructurado en ocho capítulos. Tras el presente resumen ejecutivo y un capítulo de introducción, el capítulo 2 expone las funciones y responsabilidades de Enresa; el capítulo 3, la situación actual y los conocimientos adquiridos en cada una de sus líneas de actuación; y el capítulo 4, los retos y planes de acción para los próximos años que van a requerir de acciones de I+D, en concordancia con el 7º PGRR.

El capítulo 5 explica cómo Enresa organiza su I+D en base a cinco grandes áreas, cada una de las cuales cuenta con sus correspondientes líneas de I+D: Área 1: Tecnología del residuo; Área 2: Tecnología y procesos de tratamiento y acondicionamiento, y desmantelamiento; Área 3: Materiales y sistemas de confinamiento; Área 4: Evaluación del comportamiento, de la seguridad, protección radiológica, modelación asociada y biosfera; y Área 5: Actividades horizontales: infraestructura de apoyo, coordinación, gestión del conocimiento.

En el citado capítulo 5 se expone el contenido y el objetivo de las cinco áreas y sus correspondientes líneas y se describen someramente los proyectos que han tenido actividad en el horizonte del 8º Plan de I+D 2019-2023, y los proyectos previstos para los próximos años sobre necesidades identificadas por los departamentos responsables de Enresa en cada una de las materias.

La organización de este Plan de I+D es continuista con los anteriores, puesto que muchos proyectos responden a necesidades y requerimientos que se prolongan en el tiempo, y que requieren mantenerse a lo largo de los sucesivos planes de I+D.

El capítulo 6 recoge los aspectos económico-financieros del 9º Plan de I+D, en el que está prevista una inversión aproximada de 31 millones de €. Desde el inicio de los Planes de I+D de Enresa, en el año 1987, el adjudicado en I+D asciende a casi 296 millones de €.

Las herramientas de control y seguimiento del Plan se presentan en el capítulo 7, en el que se pone de manifiesto la importancia del Procedimiento elaborado en 2023 para el seguimiento y control de la I+D de Enresa. El capítulo 8 aborda la vigilancia tecnológica, los foros de I+D y la colaboración internacional, en la que la I+D debe apoyarse, manteniendo la participación de Enresa en foros de I+D internacionales y compartiendo los avances tecnológicos y aprovechando los conocimientos adquiridos por países que llevan más avanzados sus programas de AGP.

En este sentido, cabe destacar la participación de Enresa en los proyectos de EURATOM, en concreto los de EURAD (European Joint Program on Radioactive Waste Management), un programa colaborativo de intercambio de conocimientos y tecnología entre los estados miembros, que busca la excelencia en gestión de residuos radiactivos. Enresa ha tenido una amplia participación en EURAD (2019-2024) que se va a ver incrementada en EURAD-2 (2024-2028). Esta participación activa en los programas de EURATOM contribuye a la mejora de la I+D en Enresa.

En la elaboración de este 9º Plan de I+D han participado los departamentos responsables de las áreas implicadas y ha contado con aportaciones de toda la organización de Enresa. Además, ha sido imprescindible la colaboración y aportación de todos los agentes de I+D (universidades, centros de investigación, empresas, CE, etc.) que llevan décadas aportando su conocimiento y experiencia al servicio de la gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares en nuestro país.

El Plan Estatal de Investigación Científica, Técnica y de Innovación 2024-2027 (PEICTI) incluye a los residuos radiactivos en sus líneas estratégicas, dentro de la agrupación “Alimentación, bioeconomía, recursos naturales, agricultura, clima y medio ambiente”, en la línea estratégica “Medio Ambiente, clima y calidad del aire”, en el ámbito de intervención “Gestión de residuos radiactivos y áreas contaminadas radiológicamente”, como “Plan Nacional de Residuos Radiactivos” dentro de Planes y estrategias.



Índice

Resumen ejecutivo	3
Listado de tablas	13
Listado de figuras	15
Lista de acrónimos y abreviaturas	23
1. Introducción	29
2. La gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares en España	31
2.1. Sistema nacional establecido para la gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento y clausura de instalaciones	32
2.2. Funciones de Enresa	34
2.3. Instalaciones nucleares y radiactivas en España.	35
2.4. Escenario de referencia.	37

3. Actuaciones realizadas	39
3.1. Inventario de residuos radiactivos en función del tiempo.	40
3.2. Gestión de residuos radiactivos de muy baja y de baja y media actividad (RBBA y RBMA): C.A. El Cabril	42
3.3. Gestión temporal de combustible nuclear gastado (CG), residuos radiactivos de alta actividad (RAA) y residuos especiales (RE)	45
3.4. Gestión definitiva de combustible nuclear gastado (CG) y de residuos radiactivos de alta actividad (RAA)	52
3.5. Desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares.	55
3.6. Otras actuaciones	58
4. Plan de acción para los próximos años	61
4.1. Inventario nacional de residuos radiactivos	62
4.2. Estudios de durabilidad en el C.A. El Cabril, y gestión de vida de los almacenes temporales en seco para combustible gastado, residuos de alta actividad, y residuos especiales	63
4.2.1. Estudios de durabilidad en el C.A. El Cabril	63
4.2.2. Gestión de vida de los almacenes temporales en seco para combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales	65
4.3. Plan de acción en relación con la gestión de los residuos radiactivos de muy baja, y de baja y media actividad	67
4.4. Plan de acción en relación con la gestión de combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales	70
4.4.1. Plan de acción para el estudio del residuo	71
4.4.2. Plan de acción para la optimización de las instalaciones de almacenamiento temporal en seco para combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales	72
4.4.3. Plan de acción para la gestión definitiva de combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales	74

4.5.	Plan de acción para desmantelamiento y clausura de instalaciones.	76
4.5.1.	Centrales nucleares	76
4.5.2.	PIMIC	78
4.5.3.	Fábrica de Uranio de Andújar	78
4.5.4.	Instalaciones mineras y fábrica de concentrados de uranio.	78
4.6.	Logística para la gestión de los residuos radiactivos y del combustible nuclear gastado.	80
4.7.	Otras actuaciones	80
4.8.	Gestión del conocimiento	81
5.	Organización del Plan de I+D	85
5.1.	Organización del Plan de I+D por áreas y líneas.	85
5.1.1.	Introducción	85
5.1.2.	Estructura	86
5.1.3.	Área 1 Tecnología del residuo	87
5.1.3.1.	Línea 1.1. Combustible y residuos de alta actividad	88
5.1.3.2.	Línea 1.2 Residuos de media y baja y muy baja actividad	99
5.1.3.3.	Línea 1.3 Propiedades básicas de los radionúclidos.	106
5.1.4.	Área 2. Tecnología y procesos de tratamiento y acondicionamiento, y desmantelamiento	107
5.1.4.1.	Línea 2.1. Tratamiento	107
5.1.4.2.	Línea 2.2. Descontaminación (optimización)	110
5.1.4.3.	Línea 2.3. Desmantelamiento	110
5.1.4.4.	Línea 2.4. Inmovilización	114
5.1.4.5.	Línea 2.5. Tecnologías auxiliares	115
5.1.4.6.	Seguimiento de otras tecnologías: Líneas 2.6 Separación y 2.7 Transmutación.	115

5.1.5.	Área 3. Materiales y sistemas de confinamiento.	118
5.1.5.1.	Línea 3.1. Caracterización y comportamiento de materiales de barrera.	119
5.1.5.2.	Línea 3.2. Comportamiento de sistemas de confinamiento.	127
5.1.5.3.	Línea 3.3. Tecnologías y sistemas de almacenamiento	135
5.1.5.4.	Línea 3.4. Monitorización de materiales y sistemas de confinamiento	139
5.1.6.	Área 4. Evaluación del comportamiento, de la seguridad, protección radiológica y modelación asociada.	149
5.1.6.1.	Línea 4.1. Métodos y modelos de evaluación	150
5.1.6.2.	Línea 4.2. Modelación de procesos y sistemas	151
5.1.6.3.	Línea 4.3. Restauración ambiental.	156
5.1.6.4.	Línea 4.4. Protección radiológica	158
5.1.6.5.	Línea 4.5. Clima y suelos	159
5.1.7.	Área 5. Actividades horizontales: infraestructura de apoyo, coordinación, gestión del conocimiento	159
5.1.7.1.	Línea 5.1. Apoyo infraestructuras (Centros Tecnológicos)	159
5.1.7.2.	Línea 5.2. Coordinación	160
5.1.7.3.	Línea 5.3. Gestión de activos	161
6.	Presupuestos y financiación.	165
7.	Seguimiento del plan	173
7.1.	Propuesta de proyectos	173
7.2.	Herramientas de control y seguimiento	174

8. Vigilancia tecnológica, Foros de I+D, colaboración internacional.	179
8.1. Programas marco de EURATOM	180
8.1.1. Agendas estratégicas de investigación (SRA) de proyectos y programas EURATOM	184
8.2. Agencia de Energía Nuclear (NEA)	185
8.3. Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)	187
8.4. Plataformas españolas: CEIDEN y PEPRI	189
8.5. Plataformas europeas de I+D	191
8.6. Otros foros	194
8.7. Colaboración internacional	195
8.8. Laboratorios subterráneos de investigación.	195
9. Referencias.	203
10. Anexo 1. Listado de las Fichas de Memoria	207



Listado de tablas

Tabla 3-1:	Categorías de residuos radiactivos considerados en España en función de su gestión final	41
Tabla 3-2:	Estado actual de actividades de desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares	57
Tabla 3-3:	Estado actual de actividades de desmantelamiento y clausura de instalaciones de minería y producción de concentrados de uranio	58
Tabla 5-1:	Organización del Plan de I+D	86
Tabla 6-1:	Cantidades presupuestadas y adjudicadas en cada Plan de I+D de Enresa	166
Tabla 6-2:	Importes anuales adjudicados por Áreas del Plan de I+D (2019-2023)	166
Tabla 8-1:	Proyectos de EURATOM en que Enresa ha participado desde 1998	182
Tabla 8-2:	Selección de proyectos y experimentos desarrollados en laboratorios subterráneos con participación de Enresa	198
Tabla 10-1:	Listado de “Fichas de memoria 7º y 8º Plan de I+D”	208



Listado de figuras

Figura 2-1:	Organigrama del control institucional (Fuente: 7° PGRR)	32
Figura 2-2:	Mapa de las instalaciones españolas generadoras de residuos radiactivos (Fuente: 7° PGRR)	35
Figura 3-1:	Clasificación internacional de los residuos radiactivos según el OIEA . . .	40
Figura 3-2:	Vista aérea del Centro de Almacenamiento de El Cabril (C.A. El Cabril) . .	42
Figura 3-3:	Concepto de almacenamiento definitivo de RBMA del C.A. El Cabril . . .	43
Figura 3-4:	Unidad de almacenamiento de RBMA en preparación (izquierda) y ejemplos de diferentes tipos de unidades de almacenamiento para RBBA (derecha)	43
Figura 3-5:	Sección longitudinal de una celda de almacenamiento para RBBA. Arriba, celda en operación; abajo, celda clausurada	44
Figura 3-6:	Piscina de almacenamiento de CG	46
Figura 3-7:	ATI CN Trillo	47

Figura 3-8:	ATI CN José Cabrera	47
Figura 3-9:	ATI CN Ascó	48
Figura 3-10:	ATI CN Santa María de Garoña	49
Figura 3-11:	ATI CN Almaraz	49
Figura 3-12:	ATI CN Cofrentes	50
Figura 3-13:	Cápsula con residuos vitrificados resultantes de reproceso	51
Figura 3-14:	Esquema conceptual de un AGP	53
Figura 3-15:	Diferentes fases en el desmantelamiento de la CN José Cabrera	56
Figura 4-1:	Instalación de sensores en la celda 21 del C.A. El Cabril.	64
Figura 4-2:	Contenedores en el ATI de la CN José Cabrera	66
Figura 4-3:	Armadura del contenedor instrumentado para RBMA en el C.A. El Cabril, y cableado de sensores, esquema con la distribución de sensores en el contenedor	69
Figura 4-4:	Localización de isótopos en las distintas zonas de un combustible nuclear gastado	71
Figura 4-5:	Vista general del ATI de la CN José Cabrera	73
Figura 4-6:	Programa del desarrollo del AGP	74
Figura 4-7:	Situación en noviembre de 2023 de la CN José Cabrera	77
Figura 4-8:	Vista aérea de la Fábrica de Uranio de Andújar, antes (izquierda) y después (derecha) de las actuaciones de Enresa	78
Figura 4-9:	Contenedor de transporte tipo CMT isoB3	80
Figura 5-1:	Muestras de combustible irradiado que contiene pastilla y vaina	88
Figura 5-2:	Logotipo del proyecto y Overview of dissolution of spent fuel in a repository environment	90
Figura 5-3:	Relación O/U calculada a partir de la adquisición de espectros Raman en Linkam vs tiempo de reacción al 21% de O ₂ y las tres temperaturas de interés, a 200, 300 y 400°C	91

Figura 5-4:	Muestras de UO_2 dopadas con un 10% de Gd_2O_3 , a) muestra porosa; b) muestra no porosa	93
Figura 5-5:	Fotos de los trozos cortados del segmento 09-VUD2- y tras el perforado, martilleo y las operaciones de tamizado	94
Figura 5-6:	Estructura de un elemento combustible de un reactor nuclear de agua a presión (PWR) fabricado por la empresa española @enusa_sa	97
Figura 5-7:	Procesos implementados en iCP involucrados en la alteración del combustible gastado	99
Figura 5-8:	Esquema utilizado en el experimento para la detección de isótopos de S y Cl mediante AMS	100
Figura 5-9:	Ensayos de medida de la radiación gamma en un contenedor de la CN José Cabrera	102
Figura 5-10:	Desarrollo de un calorímetro para bidones de 200 litros y detector asociado e imagen de estudios de tomografía muónica	103
Figura 5-11:	Los tres casos de estudio del proyecto INSIDER: desmantelamiento de celdas calientes, desmantelamiento de una central nuclear y descontaminación de terreno tras un accidente (http://insider-h2020.eu/case-studies/)	104
Figura 5-12:	Grafito impermeabilizado (IGM) (izquierda) y esquema de la instalación para tratamiento térmico (derecha)	108
Figura 5-13:	Tratamiento de grafito irradiado	109
Figura 5-14:	Probetas para el estudio de la corrosividad en el interior del cajón de Vandellós I; probeta expuesta a la corrosión durante 5 años aumentada 2500 veces	111
Figura 5-15:	Modelo basado en el edificio de turbina de Garoña y modelo del reactor de investigación Halden	112
Figura 5-16:	Modelo 3D del cajón del reactor de Vandellós I y maquetas del apilamiento de grafito en el demostrador industrial	114
Figura 5-17:	Separación de $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ por decantación. Cambio de color de las fases en función de la cantidad de uranio que queda en ellas	116
Figura 5-18:	Barreras de ingeniería en el C.A. El Cabril	119

Figura 5-19: Barreras de ingeniería en un AGP construido en un macizo granítico . . .	119
Figura 5-20: Testigos de sondeos perforados en Villar de Cañas preparados para su envío al laboratorio	121
Figura 5-21: Elementos estructurales más característicos estudiados	122
Figura 5-22: Esquema de la configuración y dimensiones de la celda FeMo (izquierda) y fotos del aspecto de la celda una vez desmantelada (derecha)	123
Figura 5-23: Preparación del material para el ensayo en tierra y aspecto final del montaje	124
Figura 5-24: Esquema del proyecto WT “Wireless transmisión” que se realiza en el marco del proyecto Mont Terri	128
Figura 5-25: Concepto del proyecto BEACON, creación de un “término de variabilidad” de propiedades que utilizar en las modelaciones (Nagra) .	129
Figura 5-26: Construcción del ensayo HotBENT en la galería FEBEX (Grimsel, Suiza)	131
Figura 5-27: Modelo conceptual de la red de fracturas inducidas por la excavación en la arcilla Callovo-Oxfordian claystone (Meuse/ Haute-Marne URL). (Andra)	132
Figura 5-28: Galería del laboratorio subterráneo de Grimsel (Nagra)	134
Figura 5-29: Transporte de módulos	136
Figura 5-30: Vista de la zona SROA	140
Figura 5-31: Sistema de adquisición de datos en la galería RCI de la celda nº 1; sistema de adquisición de datos de la celda 16 durante la fase de montaje	141
Figura 5-32: Armadura del contenedor instrumentado y cableado de sensores, esquema con la distribución de sensores en el contenedor (arriba); distribución bidones instrumentados en el interior del contenedor; esquema de sensores en los bidones (abajo)	142
Figura 5-33: El programa de trabajo de monitorización de un AGP del Proyecto Modern2020	144
Figura 5-34: Distribución de los valores de pH en el agua subterránea de C.A. El Cabril	146

Figura 5-35: Diseño de Ensayo de cobertura	149
Figura 5-36: La forma deformada del modelo hormigón-barra corrugada al arrancamiento completo de la barra	152
Figura 5-37: El problema del escalado en la modelización abordado en el proyecto DONUT (Churakov & Prasianakis Am. J. Science, 318 (9) 921-948)	153
Figura 5-38: Proyecto ACED: etapas de la corrosión de residuos vitrificados y posibles mecanismos condicionantes de la velocidad en que se produce (Gin et al., 2013)	154
Figura 5-39: Filosofía de Recuperación Natural Asistida.	157
Figura 5-40: Visión definida para la etapa de la plataforma del año 2020 en adelante	160
Figura 5-41. Modelo de “Ficha de Memoria de I+D”	162
Figura 6-1: Importes adjudicados (€) en cada Área del 8º Plan de I+D (2019-2023)	167
Figura 6-2: Porcentaje adjudicado en cada Área del 8º Plan de I+D (2019-2023). .	167
Figura 6-3: Número de proyectos por Áreas del 8º Plan de I+D (2019-2023) en valor absoluto	168
Figura 6-4: Número de Proyectos por Área de Investigación 8º Plan I+D (2019-2023) en porcentaje	168
Figura 6-5: Número de Proyectos por entidades del 8º Plan I+D	169
Figura 6-6: Número de proyectos previstos por Áreas en el 9º Plan de I+D (2024-2028).	169
Figura 6-7: Inversión estimada prevista (%) por Áreas en el 9º Plan de I+D (2024-2028).	170
Figura 8-1: Portadas de las Agendas Estratégicas de Investigación de los proyectos del programa marco Horizonte 2020 correspondientes a los proyectos SHAR, PREDIS y EURAD	184
Figura 8-2: Organización de la Agencia de Energía Nuclear, NEA de la OCDE en comités técnicos y grupos subsidiarios (NEA, febrero 2025).	186
Figura 8-3: Organigrama del OIEA	188

Figura 8-4:	Logotipos de las plataformas de I+D PEPRI, CEIDEN, IGD-TP y SNETP	189
Figura 8-5:	Retos tecnológicos definidos en la plataforma CEIDEN (https://ceiden.com/)	190
Figura 8-6:	Principales etapas del programa del almacenamiento geológico profundo. El número de etapas principales y las subetapas pueden estar sujetas a licencia de acuerdo con las normas legales nacionales [Vision 2040 - Strategic Research Agenda, fig 3.1].	192
Figura 8-7:	Clasificación de actividades a realizar en función del grado de desarrollo del AGP [IGD-TP (2011). Strategic Research Agenda. Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform]	193
Figura 8-8:	Laboratorios subterráneos de investigación en países del entorno de la OCDE [V. Lebedev]	197
Figura 8-9:	Estructura física del Laboratorio Subterráneo de Mont Terry, Suiza (de Main Presentation 2023, del Centro de Visitas de Mont Terri)	199
Figura 8-10:	Esquema del laboratorio subterráneo de Grimsel, Suiza, con los acrónimos de los proyectos principales [de www.grimsel.com/gts-information/about-the-gts/gts-location-a-visiting]	200
Figura 8-11:	Diagrama del laboratorio subterráneo de Äspö, con indicación de experimentos entre las cotas -220 y -460. En negrilla los actuales [de: Äspö Hard Rock Laboratory. Annual Report 2019]	200
Figura 8-12:	Logotipos de Joint Research Center de la Comisión Europea y del Instituto de elementos transuránicos de Karlsruhe	201



Lista de acrónimos y abreviaturas

AEN-OCDE	Agencia para la Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico
AGP	Almacenamiento Geológico Profundo
AMS	Espectroscopía de masas con aceleradores
Artemis	Integrated Review Service for Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Decommissioning and Remediation
AT	Almacén Temporal para residuos procedentes del reproceso del CG y, en su caso, los RE procedentes del desmantelamiento de la CN Vandellós I
ATC	Almacén Temporal Centralizado para combustible gastado y residuos de alta actividad
ATI	Almacén Temporal Individualizado para combustible gastado y residuos alta actividad

ATD	Almacén Temporal Descentralizado para combustible gastado y residuos de alta actividad
BWR	Boiled Water Reactor (Reactores nucleares de agua en ebullición)
C.A. El Cabril	Centro de Almacenamiento de residuos de baja y media y de muy baja actividad de El Cabril
CCNN	Centrales nucleares
CE	Comisión Europea
CEIDEN	Plataforma Tecnológica de Energía Nuclear de Fisión
Ciemat	Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas
CN	Central nuclear
CSIC	Consejo Superior de Investigaciones Científicas
CSIC-IETcc	Instituto Eduardo Torroja de Ciencias de la Construcción, del CSIC
CSIC-ICTJA	Instituto de Ciencias de la Tierra Jaume Almera, del CSIC
CSIC-IFC	Instituto de Física Corpuscular, del CSIC
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
CTM	Centro Tecnológico de Manresa
CRP	Coordinated Research Project, Proyectos coordinados de investigación
D+C	Desmantelamiento y clausura
DGPEM	Dirección General de Política Energética y Minas
DIA	Declaración de Impacto Ambiental
Enresa	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E.
ENUSA	Empresa Nacional del Uranio, S.A., S.M.E.
EPRI	Electric Power Research Institute
EURAD	European Joint Programme on Radioactive Waste Management

EURATOM	Tratado constitutivo de la Comunidad Europea de la Energía Atómica
FEBEX	Full-scale Engineered Barrier Experiment in Crystalline host rock
FUA	Fábrica de Uranio de Andújar
GTS	Grimsel Test Site
HDPE	Polietileno de alta densidad
Hifrensa	Hispano-Francesa de Energía Nuclear S.A.
ICRP	International Commission on Radiological Protection, Comisión Internacional de Protección Radiológica
IGD-TP	Implementing Geological Disposal of radioactive waste Technology Platform, Plataforma tecnológica europea para almacenamiento seguro de residuos radiactivos
IGME	Instituto Geológico y Minero de España
IGSC	Integration Group for the Safety Case, de la NEA
IINN	Instalaciones nucleares
IIRR	Instalaciones radiactivas
INLA	International Nuclear Law Association
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
I+D	Investigación y Desarrollo
JEN	Junta de Energía Nuclear
LEN	Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear
LID	Límite inferior de detección
JRC-ITU	Joint Research Center - Institute for Transuranium Elements
KoM	Kick-off meeting, reunion de lanzamiento
MELODI	Multidisciplinary European Low Dose Initiative
Miterd	Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico
NEA	Nuclear Energy Agency (Agencia de Energía Nuclear)

NORM	Naturally Occurring Radioactive Material (Materiales residuales con contenido radiactivo natural)
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
OPI	Organismo Público de Investigación
PEPRI	Plataforma Nacional de I+D en Protección Radiológica
PDC JC	Plan de Desmantelamiento y Clausura de la CN “José Cabrera”
PDC SMG	Plan de Desmantelamiento y Clausura de la CN “Santa María de Garoña”
PGRR	Plan General de Residuos Radiactivos
PIMIC	Plan Integrado de Mejora de las Instalaciones del Ciemat
PRE	Plan de Restauración del Emplazamiento
PWR	Pressurized Water Reactors (Reactores nucleares de agua a presión)
RAA	Residuos de alta actividad
RBA	Residuos de baja actividad
RBMA	Residuos de baja y media actividad
RBBA	Residuos de muy baja actividad
RILEM	Réunion Internationale des Laboratoires et Experts des Matériaux, systèmes de construction et ouvrages
RE	Residuos Especiales
RMA	Residuos de actividad intermedia y vida larga
RR	Residuos Radiactivos
RVC	Residuo de vida corta
RWMC	Radioactive Waste Management Committee, de la NEA
SEPI	Sociedad Estatal de Participaciones Industriales
SGEN	Subdirección General de Energía Nuclear
SNE	Sociedad Nuclear Española

SNETP	Sustainable Nuclear Energy Technology Platform
SKB	Svensk Kärnbränslehantering AB
TFM	Termofluidomecánico
THM	Termohidromecánico
THMC	Termohidromecánico y químico
TM	Termomecánico
ToR	Terms of Reference, Términos de referencia
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation



1. Introducción

El presente documento identifica el planteamiento de actividades de I+D para el periodo quinquenal 2024-2028. El documento pretende dar respuesta, por un lado, a las necesidades de mejora continua en las estrategias de gestión que Enresa lleva a cabo y, por otro, al desarrollo de las que están aún por implantar, de acuerdo con las capacidades científicas y técnicas desarrolladas previamente.

El documento oficial que define la política y estrategia española en materia de gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares, incluyendo la I+D asociada, es el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), en vigor el 7º PGRR, aprobado el 27 de diciembre de 2023. Este documento ha sido la base para la elaboración del presente Plan de I+D.

Además, se ha tenido en cuenta otra documentación fruto de la evolución nacional e internacional, como son, fundamentalmente, 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 combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, y el Real Decreto 102/2014 que la traspone al derecho español.

El 9º Plan de I+D describe, en el capítulo 2, el sistema español para la gestión de residuos radiactivos y el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y, en el capítulo 3, las acciones realizadas por Enresa hasta la fecha.

Considerando las condiciones de contorno actuales y las previsibles a medio plazo, se establecen, en el capítulo 4, una serie de planes de acción para los próximos años para las actividades en que se identifican potenciales acciones de I+D.

En base a esas líneas estratégicas se ha estructurado el Plan de I+D en áreas de actividad, indicándose, para cada una de ellas, el nivel tecnológico alcanzado y planteándose un desarrollo específico para el periodo que cubrirá este plan (capítulo 5), con una asignación económica estimada (capítulo 6).

Se incluyen, en el capítulo 7, las herramientas propuestas para el control y seguimiento del plan, y en el capítulo 8, aspectos de vigilancia tecnológica y colaboración internacional en I+D.

La redacción de este 9º Plan de I+D 2024-2028 se ha realizado por el Departamento de Cooperación Internacional e I+D, con aportaciones de toda la organización de Enresa.

The image features a dark teal background with a large white number '2' in the lower-left quadrant. Several thin, overlapping lines in light blue and yellow are scattered across the teal area, creating a layered, geometric effect. The lines are mostly horizontal and diagonal, with rounded ends. The overall composition is modern and minimalist.

2

2. La gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares en España

España es un país que cuenta con instalaciones nucleares y radiactivas desde hace más de 50 años. La presencia de materiales radiactivos es más común de lo que la sociedad percibe de manera consciente. Existen instalaciones médicas, industriales, alimentarias, de investigación, que utilizan materiales radiactivos; también hay minería de uranio, así como presencia natural de dicho mineral en determinadas zonas geográficas.

El uso más conocido de los materiales radiactivos es el empleo de combustible basado en uranio en actividades de generación de energía eléctrica, donde intervienen o han intervenido, con desigual peso específico, tanto la fábrica de elementos de combustible, como plantas de concentrados de uranio, y las centrales nucleares. Existen, además, instalaciones en uso y planificadas para el almacenamiento temporal y definitivo de los materiales radiactivos sin uso previsto.

Por ello, se tiene organizado un sistema regulado del uso de materiales radiactivos con el fin de proteger a la sociedad, incluyendo el medio natural, de las radiaciones ionizantes.

En este capítulo se describe la organización del sistema español de gestión de materiales radiactivos, el papel de la empresa encargada de la gestión de residuos radiactivos y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares (Enresa), el marco regulador relevante, y un esquema de los productores de residuos radiactivos.

2.1. Sistema nacional establecido para la gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento y clausura de instalaciones

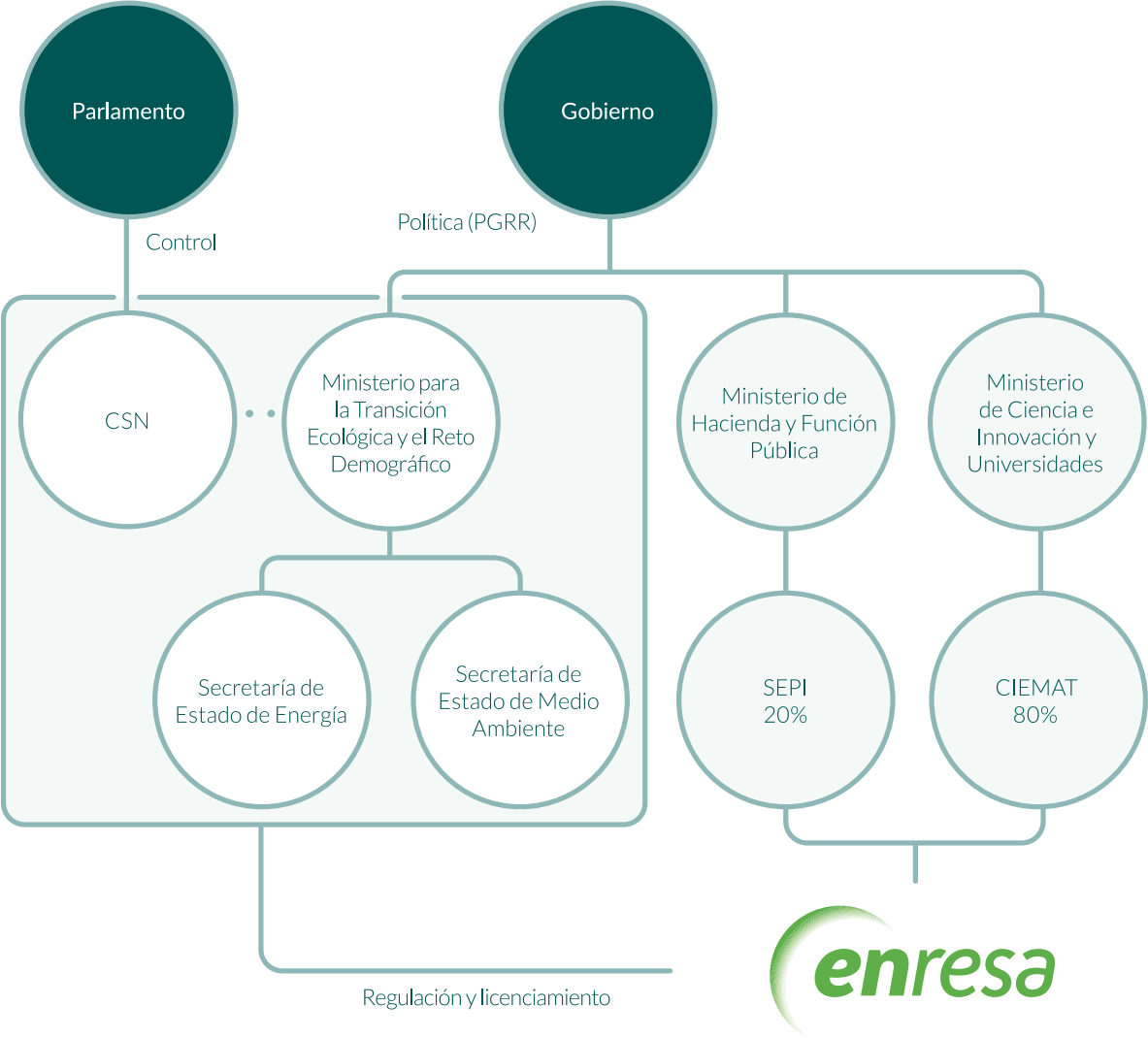


Figura 2-1: Organigrama del control institucional (Fuente: 7º PGRR)

El marco nacional para la gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares se integra en el marco general por el que se regula la energía nuclear en España, que es un marco amplio y desarrollado acorde con la evolución de los requisitos reguladores internacionales. Dentro de este marco, se establecen las responsabilidades de los diferentes actores, así como la distribución de funciones entre las autoridades competentes en cada materia que actúan de forma coordinada (Figura 2-1).

El Gobierno español es responsable de establecer la política energética y de regular los diferentes sectores y actividades, incluidos los nucleares y los residuos radiactivos. Con respecto a estos últimos, es igualmente el Gobierno quien define la política sobre la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, mediante la aprobación del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR).

El Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (Miterd) es el departamento ministerial de la Administración General del Estado con competencias y funciones dentro del sistema regulatorio español en relación con la energía y, en particular, con la energía nuclear. La Secretaría de Estado de Energía es el máximo órgano responsable de la energía y, dentro de esta, la Dirección General de Planificación y Coordinación Energética (DGPCE) es el órgano ejecutivo. Dentro de la Dirección General de Planificación y Coordinación Energética, la Subdirección General de Energía Nuclear (SGEN) es responsable de la ejecución práctica de dichas funciones.

Miterd ejerce las siguientes competencias y funciones en relación con los residuos radiactivos:

- Define la política de gestión de residuos radiactivos, dirigiendo el Plan General de Residuos Radiactivos al Gobierno para su aprobación.
- Adicionalmente, Miterd controla la ejecución por parte de Enresa del Plan General de Residuos Radiactivos. La tutela de Enresa corresponde a Miterd, a través de la Secretaría de Estado de Energía, que lleva a cabo la dirección estratégica y el seguimiento y control de sus acciones y planes, tanto técnicos como económicos.
- La Subdirección General de Evaluación Ambiental es quien emite la Declaración Ambiental Estratégica de planes y programas, como es el PGRR y las Declaraciones de Impacto Ambiental requeridas para ciertos proyectos.
- Contribuye a la definición de la política de I + D, en coordinación con el Ministerio de Ciencia, Innovación y Universidades.

El **Consejo de Seguridad Nuclear** (CSN) es el organismo competente del Estado en materia de seguridad nuclear y de protección radiológica, siendo un ente de derecho público independiente de la Administración General del Estado, que informa sobre el desarrollo de sus actividades al Parlamento. Sus principales funciones están establecidas en el artículo 2 de La Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.

La **Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E.** (Enresa) es, de acuerdo con la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear (LEN), la empresa encargada de la gestión del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, que se considera un servicio público esencial. Es una empresa pública creada mediante el Real Decreto 1522/1984, y participada en un 80% por el Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat), organismo público de investigación adscrito al Ministerio de Ciencia, Innovación y Universidades; y en el restante 20% por la Sociedad Estatal de Participaciones Industriales (SEPI), entidad de derecho público adscrita al Ministerio de Hacienda y Función Pública.

Además del Miterd, otros departamentos ministeriales intervienen en ciertos procedimientos, como el **Ministerio del Interior**, que interviene en materia de protección física y de protección civil y emergencias.

2.2. Funciones de Enresa

A los efectos del servicio que tiene encomendado, Enresa se constituye como un servicio público esencial, realizando las funciones que le son encomendadas por el Gobierno y, particularmente, las establecidas en el artículo 9 del Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, punto 3. Las funciones se listan a continuación:

- a. Tratar y acondicionar el combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, sin perjuicio de las responsabilidades que correspondan a los generadores de estos residuos o a los titulares de las autorizaciones a quienes se haya encomendado dicha responsabilidad.
- b. Buscar emplazamientos, diseñar, construir y operar instalaciones para el almacenamiento temporal y definitivo de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos.
- c. Establecer sistemas que garanticen la gestión segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos en sus instalaciones para almacenamiento temporal y definitivo.
- d. Establecer sistemas para la recogida, transferencia y transporte del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.
- e. Elaborar y gestionar el Inventario Nacional de Combustible Nuclear Gastado y Residuos Radiactivos. En este inventario seguirán incluidos el combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos almacenados con carácter definitivo, tras el cierre de la instalación en la que estén depositados.
- f. Adoptar medidas de seguridad en el transporte de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos, de acuerdo con lo previsto en la reglamentación específica en materia de transporte de mercancías peligrosas y con lo que determinen las autoridades y organismos competentes.
- g. Gestionar las operaciones relativas al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y, en su caso, radiactivas.
- h. Actuar, en caso de emergencias nucleares o radiológicas, en la forma y circunstancias que requieran los organismos y autoridades competentes.
- i. Establecer planes de formación y planes de investigación y desarrollo en el marco del Plan Estatal de Investigación Científica y Técnica y de Innovación, que cubran las necesidades del Plan General de Residuos Radiactivos y permitan adquirir, mantener y seguir desarrollando los conocimientos y destrezas necesarios.
- j. Efectuar los estudios técnicos y económico-financieros necesarios que tengan en cuenta los costes diferidos derivados de sus cometidos para establecer las necesidades económicas correspondientes.
- k. Gestionar el Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos.
- l. Cualquier otra actividad necesaria para el desempeño de los anteriores cometidos.

Además, Enresa ha de presentar, cada cuatro años o cuando lo requiera el ministerio de tutela (actualmente, el Miterd), una revisión del Plan General de Residuos Radiactivos.

2.3. Instalaciones nucleares y radiactivas en España

En términos de volumen e impacto radiológico, las centrales nucleares son las mayores productoras de residuos radiactivos. Producen residuos durante su operación, así como en el desmantelamiento, incluyendo la restauración del terreno al final de su vida útil. Otras instalaciones nucleares y radiactivas generadoras de residuos radiactivos a considerar en los inventarios de residuos son la fábrica de elementos combustibles de Juzbado (Salamanca), y diversos centros de investigación, universidades, hospitales, y determinadas actividades industriales. Los productores de residuos radiactivos están plenamente identificados.

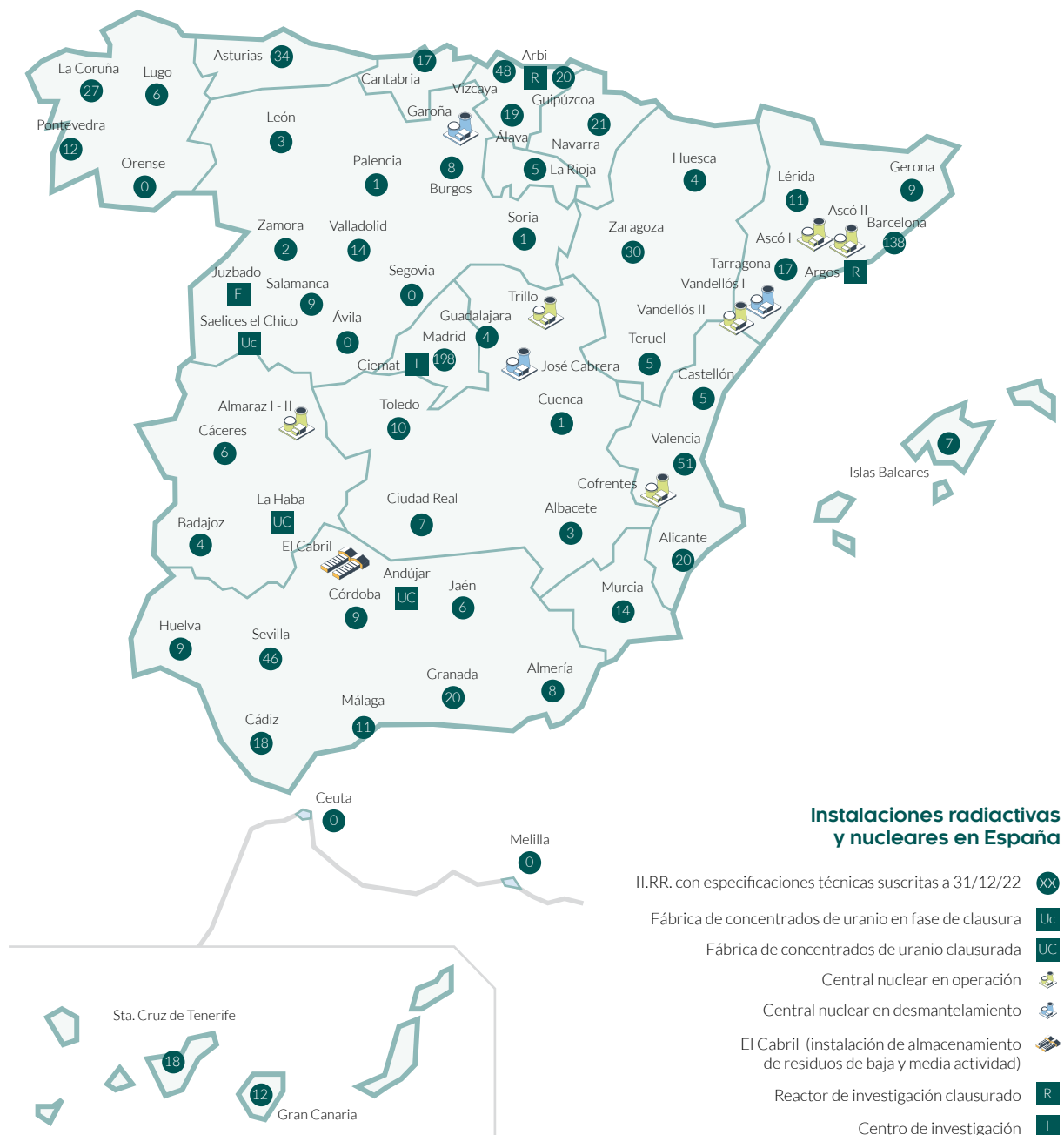


Figura 2-2: Mapa de las instalaciones españolas generadoras de residuos radiactivos (Fuente: 7º PGRR)

Actualmente, en España hay 7 reactores en funcionamiento en 5 emplazamientos. Las CCNN Vandellós I, José Cabrera y Santa María de Garoña se encuentran paradas. La primera cesó su operación en octubre de 1989, encontrándose actualmente en fase de latencia tras su desmantelamiento parcial y en espera, por tanto, de su desmantelamiento total. La CN José Cabrera terminó de operar en abril de 2006, estando actualmente en la fase final de su desmantelamiento total. La CN Santa María de Garoña cesó definitivamente su explotación en agosto de 2017, y mediante Orden TED/796/2023, de 13 de julio de 2023, se autorizó la transferencia de titularidad de la empresa Nuclenor, S.A. a Enresa y se autorizó la fase uno del desmantelamiento.

La fábrica de elementos combustibles de Juzbado, localizada en la provincia de Salamanca, entró en funcionamiento en el año 1985, dedicando su actividad a la fabricación de elementos de combustible de óxido de uranio para reactores PWR, BWR y VVER.

El Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) está situado en Madrid y engloba un conjunto de Instalaciones Radiactivas (IIRR) operativas y otro conjunto de Instalaciones Nucleares (IINN) e IIRR paradas de forma definitiva, que han sido desmanteladas bajo el proyecto PIMIC (Plan Integrado para la mejora de las instalaciones del Ciemat).

Las IIRR utilizan isótopos radiactivos y, por tanto, están sujetas a control por el organismo regulador. En la actualidad, Enresa tiene contrato de recogida de residuos radiactivos con más de 900 IIRR para la gestión de sus residuos radiactivos

Enresa gestiona también fuentes huérfanas, residuos radiactivos procedentes de instalaciones o empresas convencionales, pertenecientes fundamentalmente a la industria siderúrgica y de recuperación de metales, en las que se detectan materiales radiactivos mezclados en la chatarra metálica que procesan, así como los residuos radiactivos resultantes de los incidentes a que pueda dar lugar la existencia de estos materiales.

El Centro de Almacenamiento para residuos radiactivos de muy baja, y de baja y media actividad (RBBA y RBMA) de El Cabril (C.A. El Cabril) genera en su operación residuos radiactivos que se gestionan de forma análoga a los residuos externos que recibe para su tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento de IIRR y otros productores.

Con el fin de completar el Inventario nacional de residuos radiactivos, se deben incluir aquellos procedentes del reprocesado de combustible gastado que fueron en su día enviados a otros países y que tienen que retornar a España en los próximos años, en función de las cláusulas contractuales y de la disponibilidad de instalaciones en España que permitan su gestión ulterior. Actualmente, sólo existen residuos radiactivos españoles en La Hague (Francia), generados como consecuencia del reproceso en el pasado del CG de CN Vandellós I en las instalaciones de Marcoule (Francia).

En lo que respecta al combustible gastado, es necesario gestionar el producido por todas las CCNN españolas, tanto las que están en operación, como las que cesaron su operación, a excepción del CG producido en CN Vandellós I.

Por último, hay que tener en cuenta los materiales residuales procedentes de la primera parte del ciclo de combustible nuclear, la operación de la minería y plantas de concentrados de uranio. Estos materiales residuales requieren una gestión específica que, siguiendo la práctica internacional, se basa en la estabilización "in situ" en el propio emplazamiento.

2.4. Escenario de referencia

El escenario de referencia que contempla el 7º PGRR, a efectos de planificación y cálculos, se puede resumir en los siguientes puntos:

- Cese de la explotación de las CCNN en coherencia con el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC) y con el Protocolo de cese ordenado de explotación de CCNN firmado entre Enresa y los propietarios, en marzo de 2019.
- Ciclo abierto del combustible, es decir, no se contempla la opción del reprocesado del CG.
- Mantenimiento de las capacidades operativas del C.A. 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 CCNN, mediante ATI.
- 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). 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 y reparación de sus contenedores, para garantizar la función de recuperabilidad a nivel de contenedor. Los ATD, incluyendo sus instalaciones complementarias estarán operativos antes de iniciar el desmantelamiento de su piscina de combustible. En CN José Cabrera, en fase final de desmantelamiento, las medidas previstas sobre la recuperabilidad a nivel de contenedor se implantarán entre 2024 y 2029. Los ATD permanecerán operativos hasta el traslado de todo el CG al AGP.
- En 2031 se dispondrá en el emplazamiento de una de las centrales de los medios que permitan garantizar la función de recuperabilidad a nivel de elemento de combustible durante todo el periodo de vida de los ATD, hasta el traslado del CG, RAA y RE al AGP. Esta instalación dispondrá de una celda caliente de manipulación para el CG y los RR, y de capacidad de almacenamiento para contenedores que permita atender las potenciales contingencias en los ATD durante toda su vida operativa, así como de 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 CN Vandellós I para alojar los RR 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 RR al AGP.
- Puesta en marcha del AGP de CG, RAA y RE en 2073.
- Desmantelamiento total inmediato de las CCNN de tipo agua ligera. Las labores previas 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 CN Vandellós I se ejecutará la última fase de su desmantelamiento a partir de 2030, con una duración estimada de quince años. El periodo de vigilancia, una vez finalizadas las obras, se estima en un máximo de diez años, previo a la declaración de clausura.

The image features a dark teal background with a large white number '3' in the lower-left quadrant. The number is composed of a horizontal bar at the top, a vertical stem, and a circular base. Several thin, light blue lines and one thin yellow line are scattered across the teal area, some following the contours of the number and others creating a sense of movement and depth. The overall composition is modern and minimalist.

3

3. Actuaciones realizadas

Enresa ha desarrollado desde su inicio diferentes actividades con el fin de dar respuesta a las tareas que tiene encomendadas. Se presentan en este capítulo las principales actividades en las que se ha considerado necesario desarrollar actuaciones de I+D:

- Inventario de residuos radiactivos en función del tiempo.
- Gestión de residuos radiactivos de muy baja, y de baja y media actividad (RBBA y RBMA): Centro de Almacenamiento de El Cabril (C.A. El Cabril).
- Gestión temporal de combustible nuclear gastado (CG), residuos radiactivos de alta actividad (RAA) y residuos especiales (RE).
- Gestión definitiva de combustible nuclear gastado (CG) y residuos radiactivos de alta actividad (RAA).
- Desmantelamiento y clausura de instalaciones.
- Otras actuaciones.

3.1. Inventario de residuos radiactivos en función del tiempo

Para dar cumplimiento a lo especificado en el Real Decreto 102/2014 respecto de los inventarios, Enresa lanzó un plan de actuación interno para disponer de un nuevo Inventario Nacional de Combustible Gastado y Residuos Radiactivos con fecha de cierre el 31 de diciembre de 2015 con el que sustituir el método de determinación usado previamente. El Inventario actual se basa en una serie de informes parciales que estudian en detalle no sólo la procedencia de los residuos y combustible gastado, sino también las hipótesis necesarias para alcanzar un valor previsto de residuos acondicionados actual y a futuro, y cuantificar las incertidumbres en los valores finales.

Los criterios de categorización de los residuos radiactivos están basados, en España, en función de la gestión final prevista (de acuerdo con el RD 102/2014), teniendo en cuenta el volumen, inventario radiológico y unos límites prefijados de concentraciones de actividad específica para los radionucleidos presentes. La clasificación establecida en España se ha basado en la establecida en el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y se indica en la Figura 3-1, y se explican con más detalle en la Tabla 3-1.

El Inventario Nacional se revisa cada 3 años; no obstante, en caso de modificación de algún escenario o hipótesis considerada, o por alguna otra exigencia, se podrá revisar anticipadamente. Adicionalmente, se emite en el primer semestre de cada año un informe de cierre de inventario de residuos generados a 31 de diciembre del año anterior, en el que se incluyen las cantidades de residuos almacenadas definitivamente en el C.A. El Cabril.

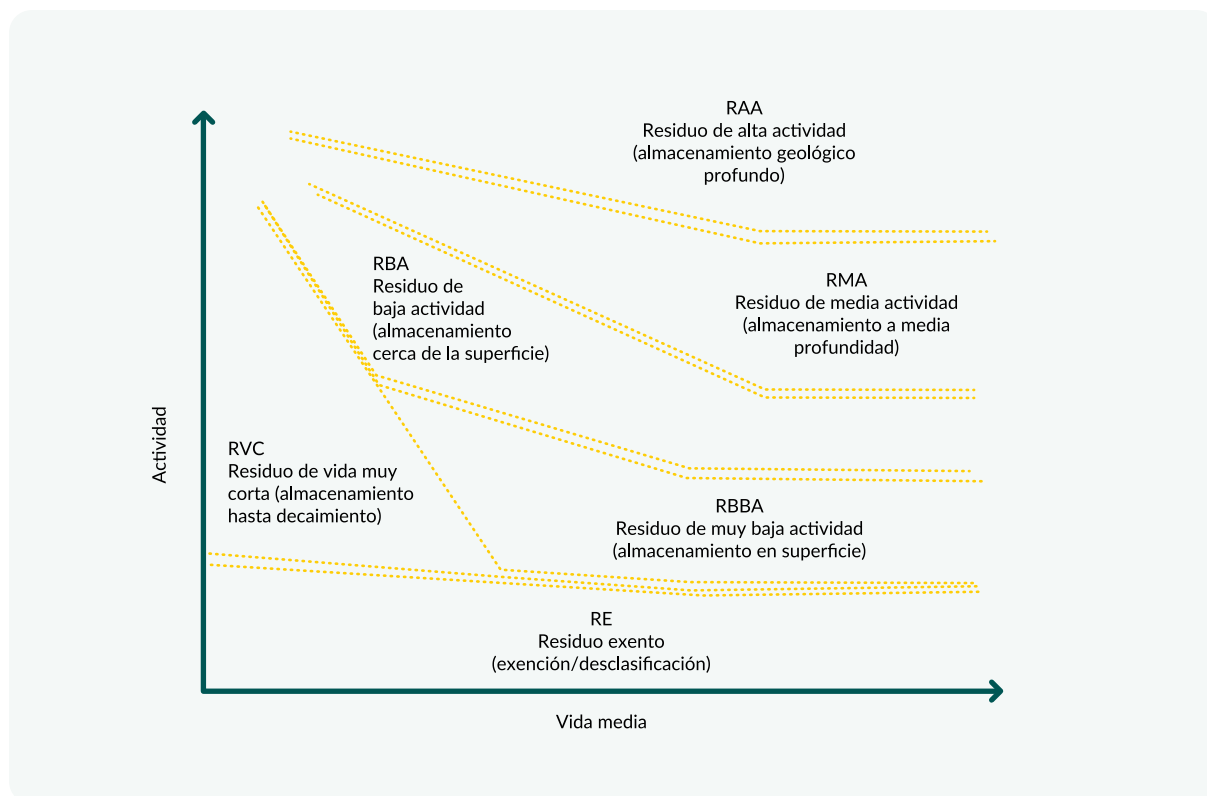


Figura 3-1: Clasificación internacional de los residuos radiactivos según el OIEA

Tabla 3-1: Categorías de residuos radiactivos considerados en España en función de su gestión final

Categorías de residuos radiactivos considerados en España en función de su gestión final	
Residuos de baja y media actividad (RBMA)	<p>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.</p> <p>Este grupo integra los residuos que son tratados, acondicionados y almacenados definitivamente en las instalaciones del C.A. El Cabril (Córdoba).</p>
Residuos de Muy Baja Actividad (RBBA)	<p>Es un subgrupo del anterior, cuando solo se alcanzan unas concentraciones de actividad del orden de 10 a 1000 Bq/g. En España se ha establecido desde 2008 una gestión diferenciada mediante sistemas de almacenamiento final adecuados al riesgo radiológico que suponen y se gestionan y almacenan definitivamente en el C.A. de El Cabril (Córdoba).</p>
Residuos Especiales (RE)	<p>Integran los aditamentos del combustible nuclear, las fuentes neutrónicas, la instrumentación intranuclear usada o los componentes sustituidos provenientes del sistema de la vasija del reactor y componentes internos del reactor, generalmente de carácter metálico, que presentan una alta tasa de radiación por activación neutrónica y aquellos otros residuos que, por sus características radiológicas, no sean susceptibles de ser gestionados en el C.A. El Cabril. Su gestión se asocia a la de los Residuos de Alta Actividad.</p>
Residuos de alta actividad (RAA)	<p>Aquellos que contienen concentraciones apreciables de emisores alfa de vida larga y de emisores beta-gamma, y generan calor de forma significativa. Se incluye en esta categoría el combustible gastado descargado de los reactores nucleares (tipo PWR y BWR) y los residuos vitrificados producidos en el reproceso realizado en el pasado para algunas cantidades. Para su gestión temporal se considera su almacenamiento en ATI/ATD de cada CN y para su gestión definitiva, su disposición en un AGP.</p>

3.2. Gestión de residuos radiactivos de muy baja y de baja y media actividad (RBBA y RBMA): C.A. El Cabril



Figura 3-2: Vista aérea del Centro de Almacenamiento de El Cabril (C.A. El Cabril)

El C.A. El Cabril, como parte esencial del sistema nacional, es la infraestructura donde se realiza el almacenamiento definitivo de los RBBA y RBMA que se generan en España, en forma sólida. Está ubicado en la provincia de Córdoba, y pertenece al tipo de instalaciones de almacenamiento definitivo superficiales con barreras de ingeniería.

El C.A. El Cabril dispone de diversas capacidades tecnológicas, como instalaciones de tratamiento y acondicionamiento para el procesamiento de residuos de instalaciones radiactivas y otros retirados de instalaciones no reguladas. Los sistemas de tratamiento en la instalación incluyen una compactadora y un incinerador de residuos orgánicos. La instalación lleva a cabo el acondicionamiento final mediante el cual los residuos acondicionados de RBMA se colocan en contenedores de hormigón armado conformando las unidades de almacenamiento, que posteriormente se colocan en las celdas de las plataformas norte y sur (Figura 3-3) (Figura 3-4).

El C.A. El Cabril dispone, asimismo, de laboratorios para la verificación de la calidad y caracterización de los residuos radiactivos, que son la base para la aceptación de los diferentes tipos de residuos, así como para la comprobación de sus características. Por último, la instalación dispone de capacidades de almacenamiento temporal, talleres, laboratorios, y los sistemas auxiliares necesarios para su funcionamiento.

El área protegida de El Cabril tiene una superficie total de 35 ha. Los edificios y el área de almacenamiento de RBMA ocupan 20 ha, mientras que el resto está ocupado por las celdas de RBBA. La finca de El Cabril tiene una superficie total de 1.150 ha.

Para el almacenamiento definitivo de los RBMA se cuenta con dos plataformas, la plataforma norte cuenta con 16 celdas de almacenamiento y la sur, con 12. De las 28 celdas de almacenamiento construidas de las que se dispone, a 31 de diciembre de 2023, se han completado 22.

En octubre de 2008, comenzó la operación de una nueva instalación de almacenamiento definitivo complementaria para RBBA (celdas de RBBA) basada en barreras de arcilla y polietileno de alta densidad (HDPE) y la utilización de diferentes tipos de unidades de almacenamiento (Figura 3-4) y (Figura 3-5).

La instalación complementaria para RBBA tiene autorización para cuatro celdas que se van construyendo de acuerdo con las necesidades. Actualmente se ha completado la sección 1 de la celda 29, y se encuentra en operación la sección 1 de la celda 30 y la sección 2 de la celda 29.

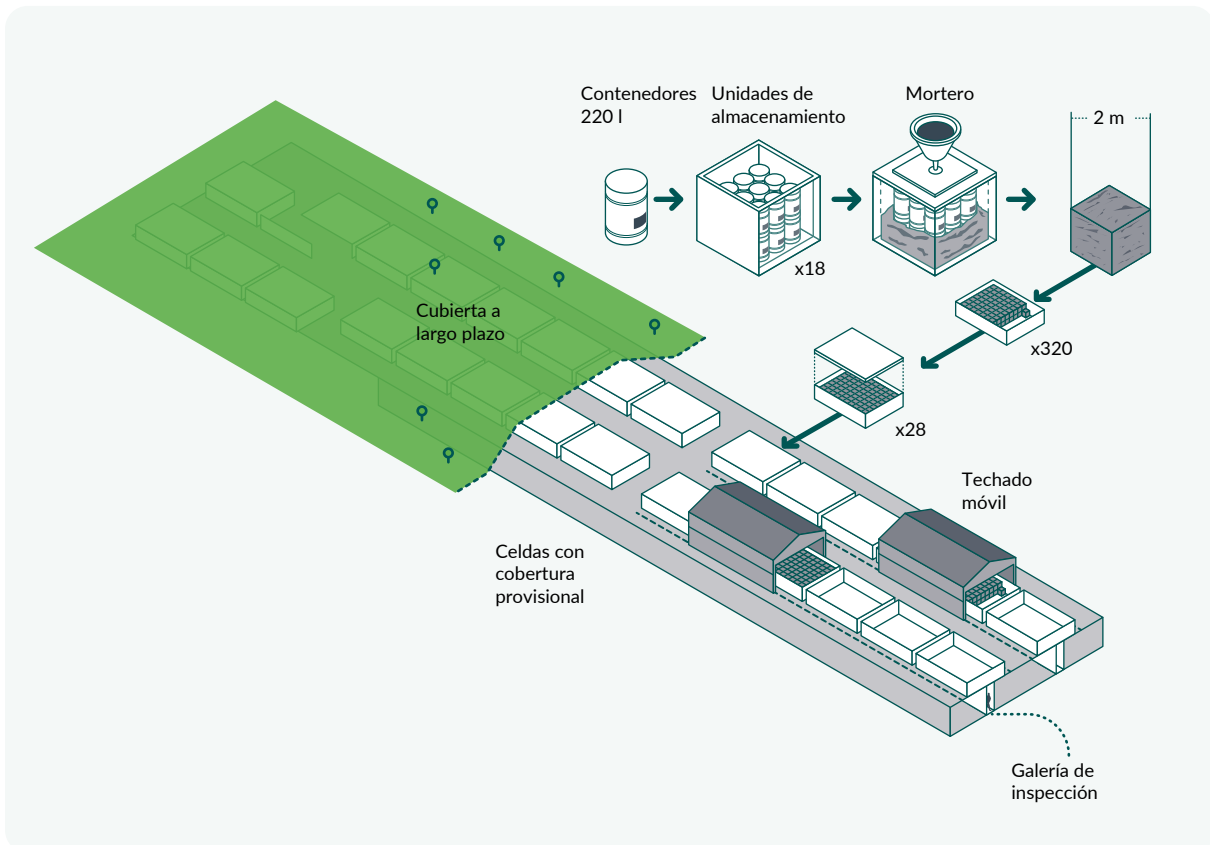


Figura 3-3: Concepto de almacenamiento definitivo de RBMA del C.A. El Cabril



Figura 3-4: Unidad de almacenamiento de RBMA en preparación (izquierda) y ejemplos de diferentes tipos de unidades de almacenamiento para RBBA (derecha)

Para el almacenamiento de la totalidad de los RBMA se requiere la construcción de nuevas celdas ya previstas en el 6° PGR, necesarias en cualquier escenario de operación de las CCNN. Por este motivo se considera estratégica la optimización en la gestión de este tipo de residuos.

Del análisis de la capacidad de las 28 celdas de RBMA actualmente existentes y del inventario previsto, se concluye en la necesidad de disponer de nuevas celdas en el año 2028, para no afectar a la planificación de operación y desmantelamiento de las CCNN y poder continuar con el normal almacenamiento de estos residuos. Por este motivo, se ha presentado el proyecto para la construcción de las primeras celdas de RBMA.

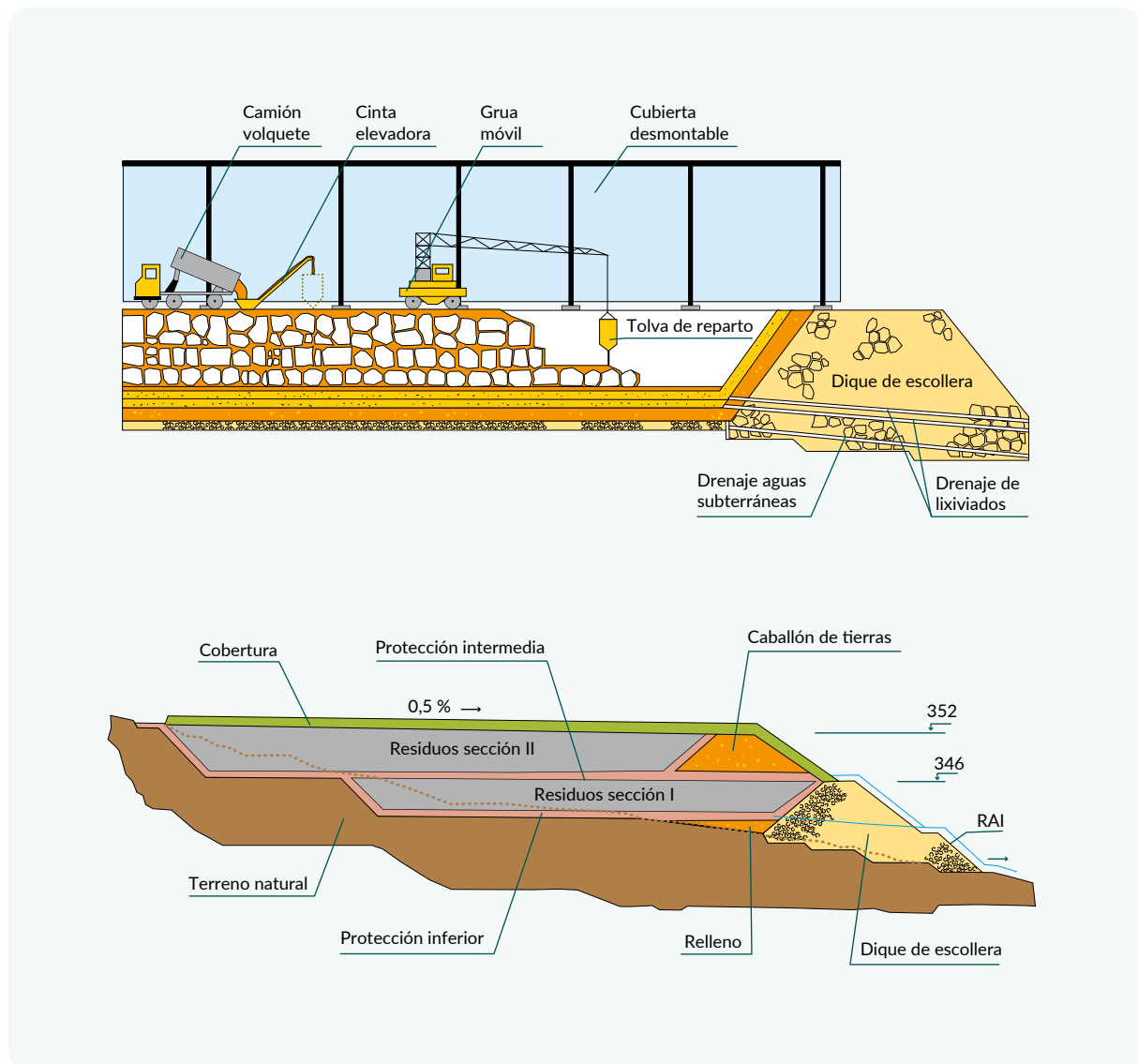


Figura 3-5: Sección longitudinal de una celda de almacenamiento para RBMA. Arriba, celda en operación; abajo, celda clausurada

La construcción de las nuevas celdas se acometerá por fases, contemplándose en la primera fase la construcción de 12 celdas y, con posterioridad, celdas adicionales (en principio, 15) que se irán construyendo conforme se vayan necesitando, acorde al desarrollo de los desmantelamientos de las CCNN.

3.3. Gestión temporal de combustible nuclear gastado (CG), residuos radiactivos de alta actividad (RAA) y residuos especiales (RE)

En España se optó inicialmente por reprocesar el CG de las CCNN Vandellós I, José Cabrera y Santa María de Garoña, en instalaciones de Francia y Reino Unido. Esta práctica se interrumpió en 1982, salvo para la primera de estas CCNN, que dejó de operar en el año 1989 y cuyo CG, de tipo diferente al de las CCNN de agua ligera, hubo de reprocesarse en su totalidad, por razones técnicas. Como resultado de dichas actividades, se obtuvieron residuos de reproceso, que dependiendo de los contratos celebrados debían retornar o no a España. Actualmente, aún deben retornar a España residuos procedentes del reproceso de CG de CN Vandellós I, que permanecen en Francia.

Por lo que respecta a los RAA y RE (componentes asociados a la operación de los elementos combustibles tales como barras de control, canales BWR, fuentes primarias y secundarias, etc.), cuya gestión definitiva no está prevista en las instalaciones del C.A. El Cabril, se almacenan de forma temporal en las piscinas. Debido a que en algunas CCNN se están acumulando una cantidad importante de este tipo de residuos que ocupan posiciones en la piscina, y al objetivo de proporcionar espacio adicional para CG y optimizar la gestión de residuos, se están desarrollando proyectos de caracterización, segmentación y acondicionamiento específicos para separar las partes más activadas, que se mantendrán en las piscinas, de las menos activadas y gestionables en el C.A. El Cabril, dependiendo de sus criterios de aceptación.

Desde 1982, todo el CG de las CCNN de tipo agua ligera que se ha generado en el parque nuclear español se ha venido almacenando en las piscinas de las correspondientes CCNN (Figura 3-6). Ante las previsiones de saturación de la capacidad de dichas piscinas, a lo largo de la década de los noventa se llevaron a cabo distintos proyectos para la sustitución progresiva de los bastidores originales por otros más compactos y de mayor capacidad. Esto permitió, en la mayoría de los casos, diferir notablemente en el tiempo la necesidad de dotar al sistema español de una capacidad de almacenamiento de CG adicional a la de las propias piscinas, asegurando la continuidad de la operación de las CCNN. Por otro lado, en el año 2020, se ha realizado la segunda fase de cambio de bastidores de la piscina de CN Vandellós II, con el que se dan por concluidas las actividades de optimización de la capacidad de piscinas en las CCNN, al no haber opciones técnicas viables adicionales.



Figura 3-6: *Piscina de almacenamiento de CG*

A pesar de haber llevado a cabo las actuaciones de sustitución de bastidores anteriormente indicadas, ha sido necesario ir desarrollando otro tipo de actuaciones para dotar a las CCNN de una capacidad de almacenamiento adicional a la de las propias piscinas, en este caso en seco, en el propio emplazamiento de la correspondiente CN, mediante un ATI (Almacén Temporal Individualizado).

Actualmente existen ATI operativos en las CCNN Trillo, José Cabrera, Ascó, Santa María de Garoña, Almaraz y Cofrentes. Dado que algunos ATI no tienen capacidad suficiente para continuar con su operación hasta la fecha prevista de cese y para el vaciado completo de piscinas, Enresa ha programado el proyecto de construcción de nuevos ATI, complementarios de los actuales en estas centrales, junto con el diseño y la licencia del contenedor de almacenamiento de combustible gastado para dichos ATI. Estos ATI, los llamados ATI Totales, almacenarán el inventario total de combustible gastado en las piscinas de estas centrales, estando previsto su inicio de operación en 2026. También bajo este mismo proyecto se incluye la construcción de un ATI Total para todo su inventario de CG con inicio de operación en 2026 en Vandellós II, que es la única central que actualmente no dispone de una instalación de almacenamiento en seco.

A continuación, se describen someramente los ATI en operación en España:

- CN Trillo. En el año 2002 se puso en operación un ATI, consistente en un edificio de hormigón armado que permite el almacenamiento de hasta 80 contenedores metálicos de doble propósito (almacenamiento y transporte).



Figura 3-7: ATI CN Trillo

- CN José Cabrera. Esta central cesó definitivamente su explotación en abril de 2006 y, al objeto de permitir su desmantelamiento, en el año 2009 se puso en operación un ATI en el que actualmente está almacenado todo el CG (12 contenedores) y los RE (4 contenedores) de esta central. Este ATI consiste en una losa de hormigón armado, con 16 posiciones de almacenamiento, todas ellas ocupadas por sistemas de cápsulas metálicas soldadas con envoltorio de hormigón.



Figura 3-8: ATI CN José Cabrera

- CCNN Ascó I y Ascó II. En el año 2013 se puso en operación un ATI para dar servicio a ambas unidades, compuesto por dos losas independientes para 18 contenedores de almacenamiento cada una. En esta central se seleccionó un sistema de almacenamiento basado en cápsulas metálicas soldadas con envoltorio de hormigón, similar al de la CN José Cabrera.



Figura 3-9: ATI CN Ascó

- CN Santa María de Garoña. Esta central, en situación de parada desde el año 2012, y cese definitivo de explotación desde agosto de 2017, se encuentra actualmente en Fase 1 de desmantelamiento. A pesar de lo anterior, y bajo la hipótesis inicial de continuidad de operación de la central, se licenció y construyó un ATI que obtuvo autorización de puesta en servicio en el año 2018. Dicho ATI consta de dos losas de hormigón armado, fue autorizado inicialmente para 10 contenedores y actualmente se está tramitando la autorización para la totalidad del CG de la central. El sistema de almacenamiento seleccionado para esta central consiste en contenedores metálicos de doble propósito.



Figura 3-10: ATI CN Santa María de Garoña

- CCNN Almaraz I y II. En el año 2018 se obtuvo autorización de puesta en servicio para un ATI basado en dos losas de hormigón armado con capacidad para 20 contenedores (10 contenedores en cada losa). Este ATI presta servicio a las dos unidades de esta central, para las cuales se ha seleccionado un sistema de almacenamiento basado en contenedores metálicos de doble propósito.



Figura 3-11: ATI CN Almaraz

- CN Cofrentes. Para esta central se ha construido un ATI que se ha puesto en servicio y almacenado los primeros contenedores en 2021. Dicho ATI consiste en dos losas con capacidad para albergar hasta 12 posiciones cada una, lo que supone una capacidad total de almacenamiento para 24 contenedores. Para esta central se ha seleccionado un contenedor metálico de doble propósito.



Figura 3-12: ATI CN Cofrentes

Para los nuevos ATI programados en las CCNN Ascó, Almaraz, Cofrentes y Vandellós II, se ha seleccionado un sistema de almacenamiento basado en cápsulas metálicas soldadas con envoltorio de hormigón, similar al de los ATI actuales de las CCNN Ascó y José Cabrera, actualmente en proceso de diseño y licenciamiento.

Para la CN Vandellós I, para alojar los residuos procedentes del reproceso del CG y, en su caso, los RE procedentes del desmantelamiento de la central, se han iniciado las actividades para la puesta en marcha en 2027 de un almacén temporal (AT) en el emplazamiento de la central.

La estrategia contemplada en el 7º PGRR es el almacenamiento del CG, los RAA y los RE no gestionables en el C.A. El Cabril, en Almacenes Temporales Descentralizados (ATD) dentro de los emplazamientos de las centrales que los generan, hasta su traslado a una instalación de almacenamiento definitivo, un almacén geológico profundo (AGP).



Figura 3-13: *Cápsula con residuos vitrificados resultantes de reproceso*

3.4. Gestión definitiva de combustible nuclear gastado (CG) y de residuos radiactivos de alta actividad (RAA)

Existe consenso a nivel internacional en que la opción para la gestión definitiva de los RAA es su almacenamiento en un almacenamiento geológico profundo (AGP). El 7º PGRR considera que el AGP entraría en operación a partir del año 2073.

Enresa ha venido trabajando en la opción del almacenamiento definitivo, desde 1985, en cuatro direcciones básicas:

1. Plan de Búsqueda de Emplazamientos (PBE), que se paralizó en 1996 y del que se ha recopilado la información suficiente para asegurar 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, con una amplia distribución geográfica.
2. Realización de diseños conceptuales de una instalación de almacenamiento para cada una de las litologías indicadas, buscando la mayor cantidad de puntos comunes entre ellos.
3. Desarrollo de los ejercicios de Evaluación de la Seguridad de los diseños conceptuales (granito y arcilla), en los que se ha integrado el conocimiento alcanzado en los trabajos y proyectos de los sucesivos Planes de I+D realizados, 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.
4. Desarrollo de los sucesivos Planes de I+D, que han ido evolucionando y adaptándose al programa de gestión de CG y RAA de España. Estos planes han permitido adquirir conocimientos técnicos y formar equipos de trabajo nacionales, participando en proyectos de investigación nacionales/internacionales y en proyectos de demostración en laboratorios subterráneos extranjeros.

A lo largo de los últimos años también se ha realizado un esfuerzo importante en investigación sobre tecnologías de separación y transmutación en sus distintas versiones, si bien la envergadura de dichos programas hace imprescindible la participación en el contexto internacional. La mayor parte de los trabajos realizados son de carácter preliminar, de obtención de datos básicos y de análisis de viabilidad, con un contenido predominantemente teórico.

Como resultado de los trabajos realizados entre 1986 y 1996, en los que se llevó a cabo un análisis de las formaciones geológicas favorables a albergar el emplazamiento del AGP, se dispone en nuestro país de un Inventario de Formaciones Favorables.

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 (Figura 3-14).

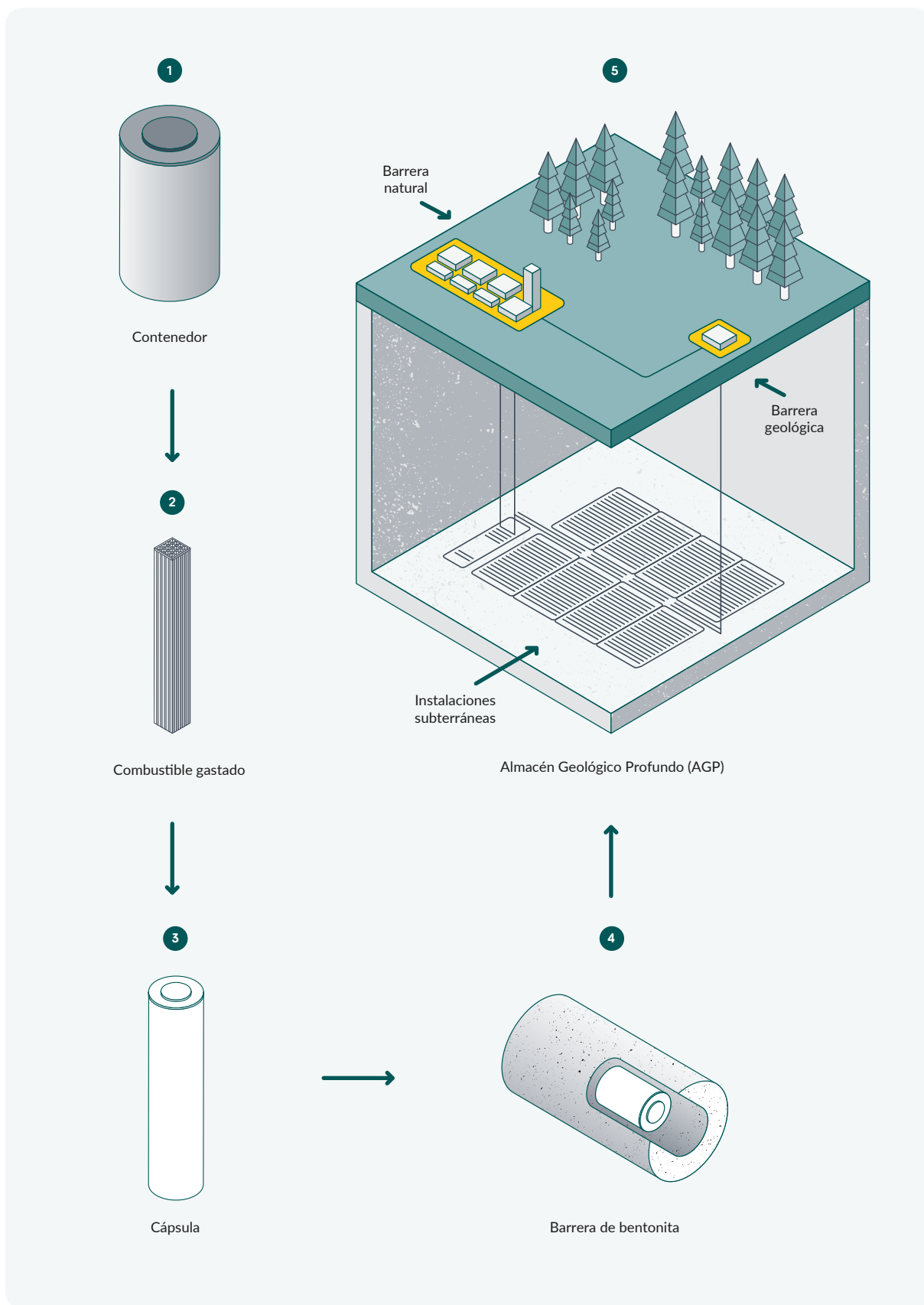


Figura 3-14: Esquema conceptual de un AGP

A partir de los resultados obtenidos, tal como se estableció en el 6º PGRR, en 2013 se presentaron al entonces Ministerio de Industria, Energía y Turismo los siguientes informes:

- Opciones de gestión del CG y RAA. Este informe describe las características, condicionantes y requisitos de gestión del CG, así como el conjunto de soluciones técnicamente viables de acuerdo con los principios de seguridad nacionales e internacionales. Analiza las ventajas e inconvenientes de dichas soluciones, considerando las opiniones de los organismos internacionales de referencia, así como los aspectos económicos y sociopolíticos asociados.
- Viabilidad de las nuevas tecnologías: separación y transmutación. Este informe describe los principales proyectos internacionales y europeos en el campo de la separación de radionucleidos y de sistemas trasmutadores. A partir de esa información, se indican los principales aspectos que deberán resolverse para conseguir la aplicación industrial de estas tecnologías indicándose también las necesidades tecnológicas y económicas asociadas.
- Proyectos básicos genéricos:
 - Almacenamiento en formaciones arcillosas
 - Almacenamiento en formaciones graníticas

Ambos proyectos describen e integran los resultados obtenidos por Enresa hasta 2004 en lo referente a la “Selección de emplazamiento”, “Diseños genéricos de repositorio” y “Evaluaciones de Seguridad Asociadas” como elementos fundamentales de la gestión definitiva del CG. En los documentos se indican también los resultados de la I+D desarrollada como soporte para las tres actividades citadas. Dichos proyectos básicos describen los casos de almacenamiento en formaciones graníticas y almacenamiento en formaciones arcillosas, que fueron los que se consideraron viables desde el punto de vista técnico, de seguridad y de costes.

- Experiencias de toma de decisiones sobre gestión de CG y RAA en algunos países de la OCDE. Analiza las características más relevantes o comunes a los procesos de decisión para la asignación de emplazamientos en diez países de la OCDE, así como de la Unión Europea y la NEA, con el objeto de poder inferir mecanismos de decisión de utilidad para iniciativas futuras de las autoridades españolas.

Estos cuatro documentos completan la recopilación de conocimientos, tecnologías y experiencia relacionados con la gestión definitiva del CG comprometido en el 6º PGRR. Dichos documentos constituyen la base para el lanzamiento de las próximas etapas para la selección del emplazamiento y la implantación del AGP.

España, en cumplimiento del artículo 14.3 de la Directiva 2011/70/Euratom del Consejo, de 19 de julio de 2011, realizó, en el año 2018, una revisión internacional inter pares (misión IRRS/ARTEMIS) en relación con la infraestructura reguladora y con el programa de gestión de residuos radiactivos y CG del país, que reconoció que el establecimiento de un AGP operativo es un proceso iterativo y largo que requiere una planificación cuidadosa y detallada, y considera que es importante iniciar el desarrollo paso a paso del AGP lo antes posible. Se consideró, por tanto, necesaria la existencia de un marco legislativo y procedimental específico que dé cobertura, en una primera etapa, al proceso de selección de emplazamiento, que facilite el diálogo operador-regulador en las distintas etapas del proyecto y que cuente con la necesaria participación pública.

Enresa elaboró en junio de 2019 una primera versión de la “Hoja de ruta para dar respuesta a las recomendaciones de la misión de revisión internacional IRRS/ARTEMIS en relación con el programa del AGP” que, entre otros aspectos, establecía un programa de actuación basado en presentar el programa de actividades para el desarrollo técnico del AGP con los hitos principales y actividades a acometer para dar cumplimiento a la recomendación de dicha misión.

Como consecuencia de otra de las recomendaciones de la misión, se constituyó un Grupo de Trabajo Tripartito (Miterd, CSN, Enresa) constituido formalmente mediante la redacción de los Términos de Referencia (ToR) y la celebración de una reunión de lanzamiento el 18 de mayo de 2020 (KoM), con el objetivo de estudiar y desarrollar una propuesta de marco legislativo, reglamentario y procedimental que permita soportar un programa de AGP en España.

En 2022, el CSN y Enresa organizaron un Workshop internacional sobre el AGP en el que se analizaron las experiencias internacionales en selección de emplazamientos, se profundizó en la legislación y el desarrollo normativo del marco regulador español y en actividades de I+D relacionadas con esta instalación, así como en los desarrollos técnicos realizados dentro del programa nacional, y la información y participación pública necesarias para poner en marcha una instalación de este tipo.

Actualmente, Enresa continúa trabajando en el cumplimiento de lo establecido en la “Hoja de Ruta del AGP”, y en estrecha colaboración con el Grupo Tripartito (Miterd-CSN-Enresa) para definir la propuesta de marco legislativo del proyecto AGP.

3.5. Desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares

A lo largo de los últimos años, se ha acumulado en España una considerable experiencia en este campo que incluye los siguientes proyectos:

- Desmantelamiento de las instalaciones existentes y restauración del emplazamiento de la Fábrica de Uranio de Andújar (FUA).
- Restauración ambiental de espacios afectados por exploraciones y explotaciones de minería de uranio en diversos emplazamientos.
- Desmantelamiento y restauración ambiental del emplazamiento de las instalaciones de tratamiento de mineral de uranio de La Haba y de las existentes en Saelices el Chico, que incluyen actividades de minería y de producción de concentrados de uranio a gran escala.
- Desmantelamiento parcial de la CN Vandellós I (460 MWe), de grafito-gas.
- Clausura de reactores de investigación del sector universitario (Argos y Arbi).
- Desmantelamiento y restauración de instalaciones obsoletas del Ciemat (proyecto PIMIC).
- Desmantelamiento de la CN José Cabrera (160 MWe), de tecnología PWR, actualmente en curso, próximo a su finalización.

Entre los proyectos mencionados destacan, por su envergadura y relevancia, el desmantelamiento parcial llevado a cabo en la CN Vandellós I y el desmantelamiento total de la CN José Cabrera, en curso desde 2010, que han permitido ubicar a España en el grupo de países con experiencia integral en esta área. Esta experiencia ha permitido el desarrollo de un conjunto de capacidades de diverso tipo y se dispone de herramientas genéricas y específicas para la planificación, organización, gestión y optimización de las actividades de desmantelamiento que están plenamente disponibles en la actualidad.

La experiencia acumulada en los proyectos de CN Vandellós I y CN José Cabrera, tanto en los aspectos organizativos y documentales como en las interacciones con el CSN y otras autoridades implicadas es clave para la planificación y ejecución del resto de desmantelamientos y, particularmente, del desmantelamiento de CN Santa María de Garoña, cuya Fase 1 de desmantelamiento comenzó en julio de 2023.

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.



Figura 3-15: *Diferentes fases en el desmantelamiento de la CN José Cabrera*

En la Tabla 3-2 y Tabla 3-3 se presentan el estado actual de actividades de desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares e instalaciones relativas a la minería y producción de concentrados de uranio, respectivamente.

Tabla 3-2: Estado actual de actividades de desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares

Estado actual de actividades de desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares			
Nombre Instalación	Ubicación (Provincia)	Situación Actual	Hitos de la Clausura y el desmantelamiento
CN Vandellós I	Tarragona	Desmantelamiento parcial concluido en 2003 Fase de Latencia desde 2005	<p>1990. Fin del permiso de operación de la CN tipo uranio natural-grafito-gas tras 17 años de operación</p> <p>1994. Presentación del Plan de clausura y desmantelamiento</p> <p>1998. Autorización de desmantelamiento</p> <p>2003. Finalización obras desmantelamiento parcial</p> <p>2005. Autorización de latencia</p>
Reactor de investigación Argos	Barcelona	Desmantelado en 2002	<p>1977. Parada definitiva</p> <p>1992. Retirada de combustible</p> <p>1998. Orden Ministerial por la que se autoriza el desmantelamiento</p> <p>2003. Declaración de clausura</p>
Reactor de investigación Arbi	Bilbao	Desmantelado en 2004	<p>1972. Parada definitiva</p> <p>1992. Retirada del combustible</p> <p>2002. Orden Ministerial por la que se autoriza el desmantelamiento</p> <p>2005. Declaración de clausura</p>
Instalaciones del Ciemat	Madrid	En proceso de finalización	<p>2001. Aprobación del Plan Director para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat</p> <p>2002. Presentación del Plan de Desmantelamiento al MINECO, CSN. Presentación del Estudio de Impacto Ambiental al ministerio correspondiente. Solicitud de licencia de obras al Ayuntamiento de Madrid</p> <p>2005. Autorización de desmantelamiento</p> <p>2006-2012. Ejecución de las obras de desmantelamiento</p> <p>2013-2015. Retirada y gestión de terrenos contaminados</p> <p>2017-2022. Retirada y expedición de residuos radiactivos</p> <p>2023-... Descatalogación área PIMIC-Oeste</p>
CN José Cabrera	Guadalajara	En proceso de finalización	<p>2006. Parada definitiva</p> <p>2009. Combustible Gastado en el ATI</p> <p>2010. Autorización de desmantelamiento</p> <p>2010-2020. Ejecución de las obras</p> <p>2013. Residuos Especiales en el ATI</p> <p>2022. Apreciación favorable Plan Restauración Emplazamiento</p>
CN Santa M ^a de Garoña	Burgos	En ejecución Fase 1 desmantelamiento	<p>2019. Inicio de actividades preparatorias de desmantelamiento</p> <p>2023. Autorización Fase 1 desmantelamiento y transferencia titularidad</p>

Tabla 3-3: Estado actual de actividades de desmantelamiento y clausura de instalaciones de minería y producción de concentrados de uranio

Estado actual de actividades de desmantelamiento y clausura de instalaciones de minería y producción de concentrados de uranio			
Instalaciones de minería y concentrados de uranio	Ubicación (Provincia)	Situación Actual	Hitos del proceso
Fábrica de Uranio de Andújar (FUA)	Jaén	Fase de vigilancia y mantenimiento	Terminados los trabajos de desmantelamiento y restauración en 1994 En 1995 se inició periodo de vigilancia
19 antiguas minas de uranio	Extremadura y Andalucía	Restauradas	Los trabajos de restauración comenzaron en 1997 y terminaron en 2000
Planta Lobo-G (La Haba)	Badajoz	Fase de vigilancia a largo plazo	Terminados los trabajos de desmantelamiento y restauración En 2004 se obtuvo la declaración de clausura
Planta Elefante (Saelices el Chico)	Salamanca	Fase de vigilancia y mantenimiento	Los trabajos de desmantelamiento y restauración se ejecutaron entre 2001 y 2004 En el año 2005 se inició periodo de vigilancia
Saelices el Chico (expl. mineras)	Salamanca	Fase de vigilancia y mantenimiento	Las obras de Restauración Definitiva se realizaron entre 2004 y 2009 Actualmente en fase de mejora y reducción del tratamiento de aguas ácidas; para lo que en 2017 se puso en marcha un proyecto de I+D
Planta Quercus (Saelices el Chico)	Salamanca	Parada definitiva	Actualmente en proceso de evaluación, por el CSN, la documentación para solicitud de autorización de la primera fase del desmantelamiento
Antiguas minas de uranio	Salamanca	Fase de vigilancia y mantenimiento	Las obras de restauración se realizaron entre 2006 y 2007

3.6. Otras actuaciones

- **Protocolo sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos.** Con el fin de tratar de evitar la producción de incidentes en las instalaciones industriales de recuperación o procesado de materiales metálicos y controlar los residuos radiactivos que se puedan producir en el caso de que estos incidentes ocurran, en 1999 se firmó un “Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos” entre los ministerios implicados en el tema, el CSN, Enresa, las asociaciones industriales con actividad en la recuperación y fabricación de metales, y los sindicatos más representativos.
- **Protocolo Megaport.** Se trata de un protocolo de actuación en caso de detección de movimiento inadvertido o de tráfico ilícito de materiales radiactivos en puertos de interés general que se firmó en el año 2010, en el marco de su colaboración al servicio de la lucha contra el terrorismo. Desde su entrada en vigor se han producido un número mínimo de detecciones, ninguna de carácter criminal, que han sido resueltas en base a los mecanismos establecidos.

- **Apoyo a la respuesta en caso de emergencia.** Se trata de dar apoyo a las autoridades donde Enresa operaría siempre a instancia de las Autoridades competentes en la forma que éstas indiquen. Complementariamente, Enresa coopera en actividades formativas, en materia de protección radiológica y de gestión de residuos radiactivos, de los Cuerpos y Fuerzas de Seguridad del Estado y de otros colectivos institucionales, cuya participación en este tipo de situaciones parece siempre ineludible.
- **Gestión de pararrayos radiactivos.** Mediante el Real Decreto 1428/1986, de 13 de junio, sobre pararrayos radiactivos, se obligaba a formalizar la existencia de este tipo de aparatos según la reglamentación en materia de instalaciones radiactivas, o a su retirada por Enresa como residuo radiactivo. Enresa ha venido realizando la retirada y gestión de los cabezales de pararrayos radiactivos y de las fuentes que contenían, mediante su exportación para reciclado en el caso de contener Am-241 y mediante exportación para almacenamiento definitivo en el caso de contener Ra-226. El proceso se dio por finalizado a todos los efectos formales en la primavera de 2004. No obstante, de una manera regular siguen apareciendo este tipo de dispositivos, del orden de decenas anualmente, por lo que se hizo necesario, y lo sigue siendo, mantener una capacidad suficiente de retirada.
- **Otros materiales radiactivos aparecidos fuera del Sistema regulador.** El sistema nacional tiene establecidos dos mecanismos básicos para que se lleve a cabo la retirada y gestión segura de cualquier material radiactivo que pudiera aparecer fuera del control regulador. Las Autoridades ponen en marcha tales mecanismos, mediante la edición de “Órdenes de intervención” o de “Resoluciones de transferencia”, involucrando a Enresa como proceda en cada caso. El tipo de fuentes y materiales radiactivos retirados por estos mecanismos es variado y los volúmenes no son, en general, significativos.
- **Gestión de materiales residuales con contenido natural (NORM).** Algunas industrias (fertilizantes, etc.) utilizan materias primas con bajo contenido de radiactividad natural, y generan materiales residuales que contienen radionucleidos. Existen normas europeas y españolas que exigen un cierto control sobre estos subproductos. Eventualmente Enresa retira para su gestión este tipo de residuos a instancias del ministerio en caso de valores de concentración de actividad determinados.

The image features a large, bold white number '4' centered in the lower-left quadrant. The background is a solid dark teal color. Overlaid on this background are several abstract, overlapping geometric shapes and lines. These include thin, light blue lines forming rounded rectangular outlines, and a single, thin yellow line that traces a path across the middle of the composition. The overall aesthetic is modern and minimalist.

4. Plan de acción para los próximos años

En base a las actuaciones realizadas hasta la fecha, descritas en el capítulo anterior, y con objeto de dar cumplimiento al plan de acción para los próximos años establecido en el 7º PGR, se ha identificado la necesidad de acometer actividades de I+D en las siguientes áreas:

- Inventario nacional de residuos radiactivos.
- Estudios de durabilidad en el C.A. El Cabril, y gestión de vida de los almacenes temporales en seco para combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales.
- Plan de acción para la gestión de los residuos radiactivos de muy baja, y de baja y media actividad.
- Plan de acción para la gestión del combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales.
- Plan de acción para el desmantelamiento y clausura de instalaciones.
- Plan de acción en logística.
- Otras actuaciones.
- Gestión del conocimiento.

4.1. Inventario nacional de residuos radiactivos

Enresa, desde su creación en 1984, ha elaborado y mantenido un inventario de los residuos radiactivos en España a partir de los datos recibidos de los productores. Como se ha indicado anteriormente, para cumplir con las exigencias del Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, a finales de 2014 Enresa lanzó un plan de actuación interno para disponer de un nuevo Inventario Nacional de Combustible Gastado y Residuos Radiactivos con fecha de cierre el 31 de diciembre de 2015.

El Inventario Nacional de Combustible Gastado y Residuos Radiactivos da el valor esperado de cada una de las categorías de residuos considerada en España, tanto en cantidades ya generadas como en las previstas. Este Inventario Nacional se revisa en profundidad, reevaluando las hipótesis de generación futura cada 3 años, salvo que se produjera alguna necesidad de recalcularlo como, por ejemplo, una variación importante respecto de las hipótesis de partida.

Por tanto, en 2025 se editará una nueva revisión del Inventario Nacional con fecha de cierre 31 de diciembre de 2024, y así sucesivamente cada tres años desde esa fecha. Entre estas revisiones completas al Inventario Nacional, anualmente se revisan los datos de los residuos generados a finales de cada año ya que son necesarios para distintos informes tanto nacionales como internacionales.

Enresa participa en foros y grupos de trabajo internacionales enfocados en la preparación de inventarios nacionales, en los que no solo se comparten experiencias, sino que se buscan oportunidades de mejora en los métodos de cálculo, hipótesis de partida y reducción de incertidumbres.

Enresa está trabajando actualmente en mejorar el rango de incertidumbres en la cuantificación de determinadas corrientes como los residuos procedentes de industrias NORM. Otra vía de actuación en la que se ha trabajado en el pasado, pero en la que se debe seguir trabajando y la I+D debe contribuir, es la mejora en los posibles tratamientos o técnicas que minimicen las cantidades de residuos a ser gestionados por Enresa, aplicable tanto a los residuos procedentes de la operación y desmantelamiento de instalaciones nucleares, como a los residuos NORM.

4.2. Estudios de durabilidad en el C.A. El Cabril, y gestión de vida de los almacenes temporales en seco para combustible gastado, residuos de alta actividad, y residuos especiales

En las instalaciones de almacenamiento temporal o definitivo de residuos radiactivos es esencial estudiar y comprender los mecanismos de degradación y envejecimiento de las barreras de ingeniería, y de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad, especificando sus posibles consecuencias, además de determinar su previsión de vida útil y las actividades necesarias para mantener su operabilidad y fiabilidad.

El objetivo de los estudios de durabilidad y de los planes de gestión de vida consiste en analizar el comportamiento a largo plazo de los residuos almacenados y de las estructuras, sistemas, equipos y componentes que aseguran el mantenimiento de las funciones de seguridad de la instalación durante su vida útil. Para ello, es necesario estudiar la evolución de las propiedades físicas, mecánicas y químicas con el transcurso del tiempo, así como los mecanismos de degradación de los materiales sometidos a condiciones ambientales específicas del emplazamiento en cuestión, bajo determinadas condiciones de temperatura e irradiación, en función de la tipología de residuos en cuestión.

4.2.1. Estudios de durabilidad en el C.A. El Cabril

El C.A. El Cabril es una instalación de almacenamiento de residuos RBMA con barreras de ingeniería en la que los residuos están acondicionados formando matrices sólidas, que a su vez se disponen en barreras de hormigón, y que para su clausura quedarán protegidas con capas de cobertura. El conjunto de estas barreras de ingeniería es sobre el que se sustenta el aislamiento seguro de los residuos.

En el C.A. El Cabril también se almacenan RBBA mediante la interposición de barreras naturales y polietileno de alta densidad (HDPE) y la utilización de diferentes tipos de unidades de almacenamiento.

En este tipo de almacenamiento de residuos en superficie se establecen las siguientes fases de vida:

- Fase de explotación, durante la cual los residuos son introducidos en el almacenamiento.
- Fase de vigilancia y control, que dura en tanto en cuanto la diseminación de las materias almacenadas pudiera presentar un riesgo radiológico. En esta fase solo se realizarán intervenciones de mantenimiento o reparación.
- Fase de post-vigilancia, en la que no es necesario ninguna actividad de vigilancia y control.

La fase de vigilancia y control, conforme a la actividad de los residuos, no debe superar el periodo de tiempo estimado para que las barreras de ingeniería puedan mantener sus propiedades, duración que para el C.A. El Cabril se considera al menos 300 años para los RBMA y 60 años para los RBBA tras el cierre y disposición de la cobertura definitiva.

De esta manera, es esencial mantener los objetivos de calidad y de durabilidad de las matrices de acondicionamiento y de los hormigones utilizados en la construcción de las celdas de almacenamiento y en la fabricación de los contenedores que constituyen las Unidades de Almacenamiento. Adicionalmente, es necesario conocer el avance científico/técnico en el área de fabricación de cementos, hormigones y productos base cemento, así como de la normativa que es de aplicación.

Atendiendo a lo indicado en los párrafos precedentes, se considera necesario estudiar durante el periodo de explotación de la instalación los siguientes aspectos:

- El comportamiento de la matriz de acondicionamiento de los residuos.
- La compatibilidad entre las matrices de residuos y el mortero de relleno.
- El comportamiento y parámetros que controlan el envejecimiento de las estructuras de hormigón en las condiciones lo más parecidas posible a las del almacenamiento, de manera que permitan realizar extrapolaciones más precisas sobre la evolución del comportamiento de las mismas.
- El comportamiento de los distintos materiales que conformarán las capas de cobertura.



Figura 4-1: *Instalación de sensores en la celda 21 del C.A. El Cabril*

En consecuencia, es fundamental disponer de conocimiento en las siguientes áreas:

- Propiedades mecánicas, térmicas, fisicoquímicas y químicas de morteros y hormigones, así como de las metodologías aplicables para su determinación.
- Evolución de las propiedades, previamente indicadas, con el tiempo en las condiciones de almacenamiento.
- Durabilidad de los morteros y hormigones frente a los procesos agresivos que pueden provocar su degradación, así como de los mecanismos involucrados en dichos procesos.
- Caracterización de los materiales de las capas de cobertura y su comportamiento con el paso del tiempo en las condiciones ambientales del emplazamiento.
- Métodos de monitorización de las barreras de hormigón y de las capas de cobertura.

4.2.2. Gestión de vida de los almacenes temporales en seco para combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales

Los Almacenes Temporales Individuales (ATI) son instalaciones de almacenamiento temporal de CG y RAA de diferentes tipologías y con los mismos requisitos de seguridad, donde se almacenan los contenedores con CG y RAA en edificios o en losas a la intemperie. Tanto los sistemas como la instalación en sí están sometidos a procesos de licenciamiento específicos, donde se evalúan las características de seguridad de ambos.

En algunos ATI se contempla también el almacenamiento de contenedores con RE con los componentes más activos procedentes del desmantelamiento de los internos del reactor y de aditamentos empleados en la operación del combustible. Dichos sistemas no precisan de un licenciamiento específico, pero son evaluados en el marco de la instalación donde se almacenan.

Como se ha comentado anteriormente, la estrategia contemplada en el 7º PGRR es el almacenamiento del CG, los RAA y los RE no gestionables en el C.A. El Cabril en Almacenes Temporales Descentralizados (ATD). El ATD de cada central estará formado por su ATI más una nueva instalación complementaria que permita realizar las operaciones de mantenimiento y reparación de sus contenedores garantizando la función de seguridad de recuperabilidad a nivel de contenedor, de acuerdo con la evaluación de Enresa a partir de la “Instrucción técnica en relación con la capacidad de recuperación del combustible gastado a medio y largo plazo” (CSN/IT/SG/ENRESA/22/01) remitida por el CSN.

En este tipo de almacenamiento de residuos, la fase fundamental en la que aplican los programas o planes de gestión de vida es la fase de explotación o almacenamiento durante la cual los residuos son cargados en los contenedores y sistemas que, a su vez, son depositados en las losas de almacenamiento y empiezan a aplicar las condiciones ambientales. El hecho, además, de que la disponibilidad de una solución definitiva para la gestión de este tipo de residuos esté prevista para 2073, implica la necesidad de plazos de almacenamiento prolongados.

Para ello, se ha desarrollado normativa por parte del regulador que, desde la fase del diseño y en los sucesivos procesos de renovación de las licencias otorgadas, evalúa la continuidad de la aplicación de los aspectos de seguridad que aplicaban durante las primeras licencias, estable-

ciendo un programa o plan de gestión de vida del sistema que, a su vez, se enmarca dentro de la instalación donde se desarrollan estos aspectos, tanto a nivel de análisis como de establecimiento de programas de inspección y mantenimiento específicos, focalizados en los equipos, sistemas y componentes importantes para la seguridad; aparte de los mantenimientos habituales de carácter general que apliquen fuera de dichos programas.

En el caso de estas instalaciones se presentan potenciales trabajos que afectan al diseño y operación en términos de eficiencia y seguridad, profundizando en el conocimiento de los siguientes aspectos:

- El comportamiento de los residuos almacenados (se trata en el plan de acción del CG, RE y RAA).
- El comportamiento y mecanismos de degradación de los materiales y componentes que forman parte del sistema y de la instalación, en particular para aquellos equipos, sistemas y componentes importantes para la seguridad. Mejora en los procesos de inspección y mantenimiento de sistemas y contenedores ya cargados.
- La modelización integral de la instalación a largo plazo, teniendo en cuenta los fenómenos susceptibles de ocurrir simultáneamente en los residuos y en los materiales del sistema/ contenedor y de la instalación.

Es importante estudiar los elementos estructurales y barreras metálicas, analizando su **comportamiento reológico** ante determinados esfuerzos y condiciones de presión y temperatura (deformaciones, fenómeno de fatiga, fluencia, plastificación, rotura, etc.) durante toda la vida útil de la instalación. Igualmente, es necesario el estudio del comportamiento de los grandes equipos y componentes que intervienen en el proceso de gestión y almacenamiento del residuo.



Figura 4-2: Contenedores en el ATI de la CN José Cabrera

Así, en relación con el hormigón de la losa del ATI, tienen especial relevancia el estudio de la evolución de fenómenos como la carbonatación, la reacción árido-álcali, la resistencia y la tenacidad de fractura, la capacidad de transporte de agua y la pérdida de agua, la fisuración por retracción, etc. No aplica este estudio al hormigón del módulo en los sistemas de almacenamiento basados en cápsulas, al encontrarse encapsulado en una estructura de acero.

En relación con el acero inoxidable, con el que se fabrican las cápsulas soldadas, se conoce que el principal mecanismo de degradación en estos componentes durante el periodo de almacenamiento temporal es el de agrietamiento por corrosión bajo tensión, la que existe en la zona de las soldaduras inducido principalmente por iones cloruro. En el caso de los contenedores metálicos emperrados se utiliza acero al carbono, para el cual es relevante el estudio de mecanismos tales como la corrosión por picaduras o galvánica

Además del acero, se utilizan para las estructuras, sistemas y componentes de los contenedores de almacenamiento y transporte otros materiales para los que se ha de analizar el efecto del envejecimiento. Entre ellos, destaca el aluminio y sus aleaciones utilizadas en el bastidor, cuyos mecanismos de envejecimiento más significativos son dos debido a su exposición a altas temperaturas: la fluencia térmica que podría conllevar a la deformación excesiva del material, afectando a las dimensiones de la celda del bastidor y, en última instancia, condicionar la recuperabilidad del combustible en fases posteriores de gestión; y el envejecimiento térmico que, de existir, podría afectar a las propiedades térmicas del material y, con ello, a la función de evacuación del calor del bastidor.

4.3. Plan de acción en relación con la gestión de los residuos radiactivos de muy baja, y de baja y media actividad

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

De las estimaciones realizadas sobre la generación de RBBA y RBMA, teniendo en cuenta las incertidumbres propias de la metodología utilizada, pueden identificarse como los ejes básicos de las actuaciones de mejora en la gestión de estos residuos radiactivos los siguientes:

- La coordinación de esfuerzos con los generadores de residuos radiactivos para minimizar la generación de residuos radiactivos y de su volumen, tanto durante la operación como durante el desmantelamiento de las IINN, lo cual aconseja la realización de proyectos conjuntos para acometer la reducción de volumen.
- El análisis permanente de la evolución de la generación de residuos radiactivos y de la consiguiente adaptación del C.A. El Cabril a las potenciales necesidades futuras, optimizando la ocupación de las celdas, considerando las tipologías de los residuos radiactivos y nuevas tipologías de contenedores y celdas.
- El seguimiento y participación en proyectos que permitan optimizar la gestión, el tratamiento y acondicionamiento de residuos de grafito, de cara a su gestión definitiva.

- La evaluación del diseño de las nuevas celdas de RBMA, y estudios de optimización del diseño de celdas para RBBA.
- La posibilidad de implementar sistemas de tratamiento y reducción de volumen en el C.A. El Cabril.
- La evaluación de los ensayos de capas de cobertura de cara al posterior sellado de las zonas de almacenamiento.
- La mejora continua en el conocimiento de los residuos radiactivos y en los métodos y técnicas de conocimiento del comportamiento del sistema de almacenamiento (barreras de ingeniería) y la evaluación de su seguridad.
- La mejora de las capacidades tecnológicas disponibles, con objeto de optimizar los procesos anteriores, así como para la preparación de medios para hacer frente a situaciones futuras, tanto las ya previstas, como otras posibles.
- La mejora de la metodología a seguir para la clasificación en zonas de residuos con la definición de las vías de gestión de los residuos radiactivos o convencionales generados, de manera que:
 - Los residuos procedentes de las zonas de residuos convencionales sean gestionados por vías convencionales, potenciando la reutilización, el reciclado y la valorización.
 - Los residuos generados en las zonas de residuos radiactivos sean gestionados por vías específicas, en las que se tendrá en cuenta su potencial contenido radiactivo. Su gestión llevará asociada la realización de comprobaciones radiológicas adecuadas y, en el caso de que tengan un contenido radiactivo, la evaluación del impacto radiológico, en el marco de procedimientos o autorizaciones específicas (por ejemplo, de desclasificación).
 - Actualización de la capacidad radiológica del C.A. El Cabril, para determinar el inventario realmente almacenado y para dar respuesta a las necesidades de almacenamiento futuras, en lo que a su actividad se refiere.

La I+D en la gestión de los RBMA y RBBA se basará en la optimización de la capacidad de almacenamiento del C.A. El Cabril, siendo éste un objetivo estratégico y prioritario en la gestión de este tipo de residuos, y en la actualización de la capacidad radiológica de la instalación. Además, se ha de continuar potenciando las actividades de mejora de la eficiencia y seguridad de la operación de las instalaciones del C.A. El Cabril.

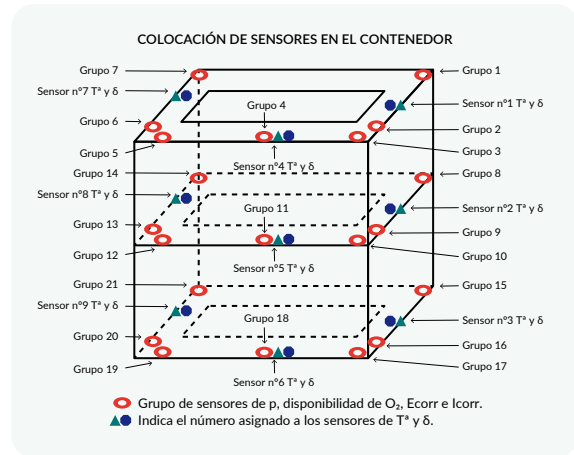
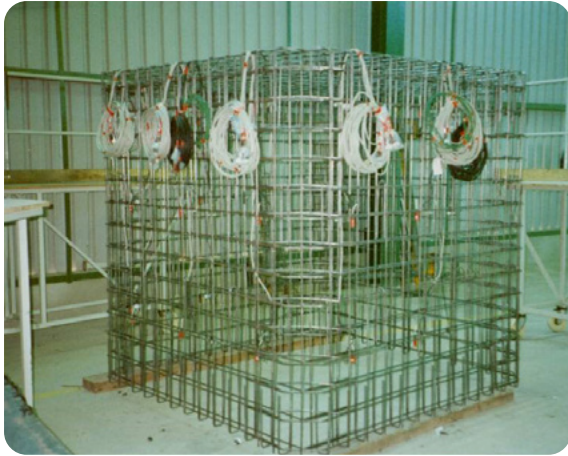


Figura 4-3: Armadura del contenedor instrumentado para RBMA en el C.A. El Cabril, y cableado de sensores, esquema con la distribución de sensores en el contenedor

Las actuaciones previstas en este ámbito se agrupan en las tres áreas siguientes:

a. Mejoras de la gestión de RBBA y RBMA.

- Apoyo a las actividades de adecuación y optimización de la capacidad de almacenamiento del C.A. El Cabril (existente y futura).
- Potenciación de las actividades de reducción de volumen y acondicionamiento de nuevas corrientes.
- Mejora en los procesos de caracterización del residuo que permita una optimización en su clasificación (RBBA/RBMA).
- Mantenimiento de la I+D aplicada a la mejora de la seguridad: mejor conocimiento de la interacción radionucleido/barreras y materiales de confinamiento.
- Mejora tecnológica de caracterización y monitorización de emplazamientos, así como de su representación visual.
- Protección radiológica y restauración ambiental: análisis, verificación y selección de tecnologías adecuadas a su aplicación en la restauración de terrenos.
- Mejora de conocimientos y tecnologías aplicables en la gestión de residuos procedentes del desmantelamiento de CCNN.

b. Mejora de la operación del C.A. El Cabril.

- Optimización general de los procesos mediante aplicación de tecnologías más avanzadas que simplifiquen la operación sin merma de la seguridad.
- Mejora del conocimiento de las características del inventario de bultos a través de la aplicación de técnicas analíticas cada vez más precisas.
- Optimización y mejora de las tecnologías de control ambiental.

c. Gestión del grafito irradiado.

- Continuación de las actividades de tratamiento, acondicionamiento y gestión.
- Participación en proyectos de colaboración internacional relacionados con la gestión de grafito irradiado.
- Estudio de otras actuaciones sobre el grafito, como su acondicionamiento en geopolímeros y utilización de este en morteros u hormigones.

4.4. Plan de acción en relación con la gestión de combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales

Dando continuidad a las actuaciones ya realizadas, se ampliará la capacidad de almacenamiento de CG en los ATI de las CCNN para permitir su explotación y su desmantelamiento, según las necesidades de cada central. En la CN Vandellós II se construirá un ATI que permitirá alojar todo el combustible gastado generado como resultado de la operación de la central, mientras que en las centrales nucleares de Ascó, Cofrentes y Almaraz se construirán ATI adicionales a los ya existentes con el mismo objetivo. Además, en la instalación nuclear Vandellós I se construirá un almacén para alojar los RAA y RE procedentes del reproceso del combustible gastado en Francia y, en su caso, del desmantelamiento de la central.

Como se ha expuesto en capítulos anteriores, la estrategia contemplada en el 7º PGRR es el almacenamiento del CG, los RAA y los RE no gestionables en el C.A. El Cabril, en ATD en los emplazamientos de las centrales que los generan, hasta su traslado al AGP.

En línea con el cese escalonado de explotación de las CCNN, se mantendrá la coordinación y cooperación entre los agentes operativos (titulares y Enresa), al objeto de optimizar la gestión del CG de los últimos grupos en cesar su explotación, en relación con la tipología de contenedores y características del CG.

Los ATD proporcionarán 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 AGP.

Los siete emplazamientos con 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, RAA y 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.

El ATD de cada central estará formado por su ATI más una nueva instalación complementaria (denominada instalación de apoyo), o bien de medidas adicionales que permitan en todo caso realizar las operaciones de mantenimiento y reparación de sus contenedores, garantizando la función de seguridad de recuperabilidad a nivel de contenedor. Un emplazamiento estará dotado con capacidad de recuperación a nivel de elemento combustible.

Por tanto, las necesidades identificadas en esta área se basan en la mejora del conocimiento de la función de recuperabilidad a nivel contenedor y a nivel elemento de combustible.

4.4.1. Plan de acción para el estudio del residuo

Se denomina internamente como **Programa de combustible**, y aplica a cada una de las etapas sucesivas que se consideran en la estrategia de su gestión, tanto a nivel español, como internacional. Un programa de caracterización del CG, así como de los RAA (incluyendo RE y fuentes encapsuladas) es necesario para varios fines, que van desde definir los criterios de aceptación de dichos residuos, sin dificultar o hacer inviable la futura gestión de los mismos, pasando por proporcionar información para los diseños de contenedores, cápsulas, y de la propia instalación, y hasta aportar datos para los modelos utilizados en las evaluaciones de seguridad, tanto para almacenamientos temporales como definitivos.

Se considera necesario conocer con detalle las características y estado del combustible que deber ser gestionado, su evolución en las etapas de almacenamiento en seco, y cuando la integridad de los contenedores del AGP se haya perdido, un mejor conocimiento de los mecanismos de disolución y liberación de radionucleidos de las pastillas de combustible.

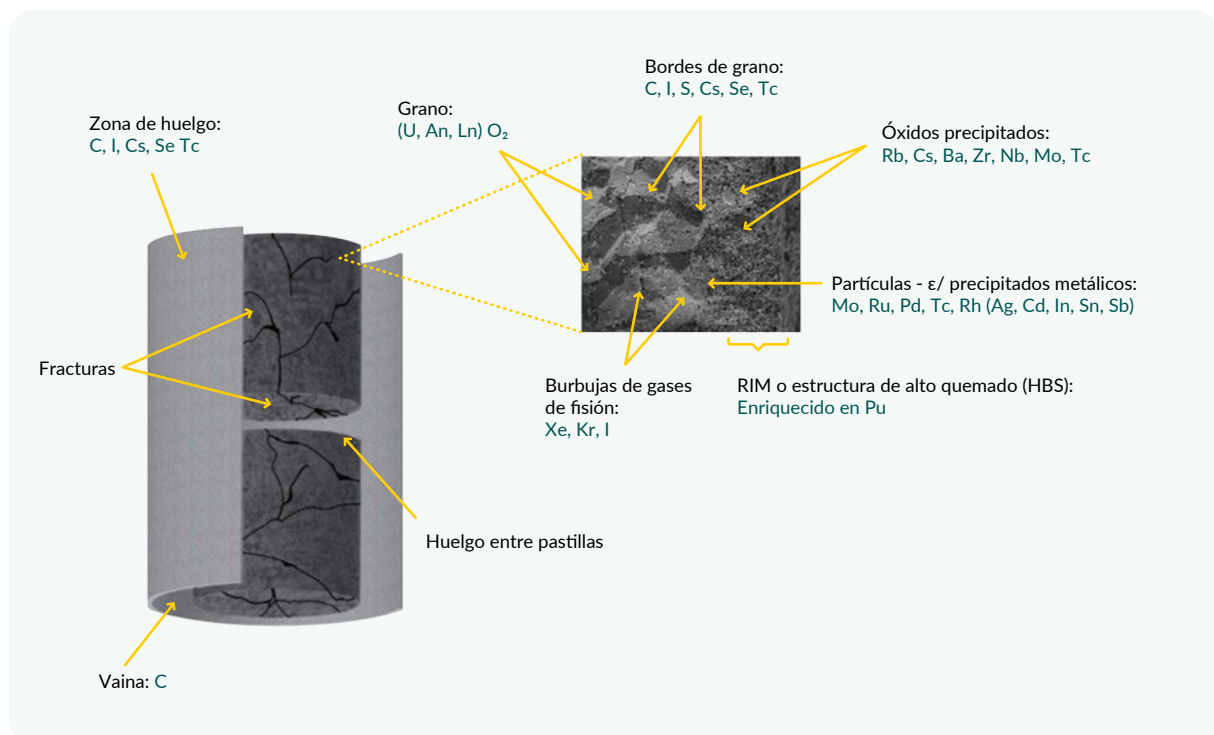


Figura 4-4: Localización de isótopos en las distintas zonas de un combustible nuclear gastado

Son áreas de interés de I+D las siguientes:

- La caracterización del combustible irradiado, tanto en origen como en los almacenamientos temporales. Se consideran todos los tipos de combustibles empleados en las centrales españolas y los estudios sobre el inventario isotópico del residuo incluyendo no solo las pastillas, sino los elementos de combustible y otras piezas activadas.

- Estudios y soporte técnico para el establecimiento de criterios de aceptación del combustible procedente de las CCNN para su gestión en instalaciones de Enresa.
- Puesta a punto de tecnologías y procedimientos de acondicionamiento, transporte y verificación de combustible dañado.
- Estudios de comportamiento del combustible durante su almacenamiento extendido y posterior transporte, en particular para el combustible gastado de alto quemado.
- Estudio sobre la disolución y liberación de radionucleidos de las pastillas, y demás partes de los elementos de combustible (vainas, materiales estructurales). Estudio de los mecanismos en un repositorio que controlan la liberación.
- Evolución de los combustibles gastados como consecuencia del decaimiento radiactivo.
- Estudios sobre residuos procedentes del reproceso que han de regresar a España tanto respecto a su etapa en almacenamiento temporal como posteriormente en el AGP.
- Seguimiento de los estudios sobre evaluaciones de la criticidad potencial en las condiciones de un AGP.

Por otro lado, una vez recibido el residuo en las instalaciones de Enresa, es necesario llevar a cabo determinadas tareas de inspección para confirmar el estado del elemento combustible o del residuo a almacenar durante el proceso de descarga. Dado que habitualmente dichas labores de inspección se realizan en piscina, podría ser necesario desarrollar nuevas tecnologías que permitan realizar estas actividades en seco. En base a lo anterior, se considera necesario avanzar en el estudio del desarrollo de tecnologías para la reparación de un sistema de almacenamiento o transporte, fuente o elemento combustible dañado en las instalaciones de almacenamiento temporal. Es necesario que estas instalaciones estén diseñadas para atender determinadas situaciones excepcionales no previstas, como la de recepción de un contenedor con sus funciones de seguridad degradadas, la de pérdida de confinamiento de un bulto de almacenamiento de residuos o de una fuente, etc.

4.4.2. Plan de acción para la optimización de las instalaciones de almacenamiento temporal en seco para combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales

El Plan de acción, en lo que almacenamiento temporal se refiere, estará orientado a programas para la mejora del conocimiento de las barreras de ingeniería (fundamentalmente contenedores metálicos) y su monitorización; programas orientados a la gestión de vida de las instalaciones y de los sistemas de almacenamiento y los residuos en ellos almacenados, mediante la mejora del conocimiento del comportamiento durante el almacenamiento en seco extendido y su posterior transporte de estos sistemas y del combustible que contienen; programas de soporte a la caracterización, acondicionamiento, aceptación del CG, ; programas asociados a la verificación y aceptación de componentes, sistemas y materiales ; análisis del impacto en el programa del almacenamiento definitivo, para tener en cuenta el tiempo adicional de enfriamiento y las condiciones del almacenamiento temporal, desde el punto de vista de la seguridad, la operatividad y los costes; programa de monitorización integral de la instalación y el entorno; y, por último, modelización y evaluación de la seguridad de la instalación de manera continua, incorporando las mejoras desarrolladas.

La I+D debe contribuir a corto plazo con actividades que apoyen y soporten la gestión temporal del CG, RAA y RE y de sus instalaciones (emplazamiento, barreras de ingeniería, monitorización y soporte de estudios de seguridad y medioambientales), a través de proyectos específicos.

Las actuaciones previstas en I+D en el ámbito del almacenamiento temporal se centrarán en:

- Programas orientados a la mejora del conocimiento de las barreras de ingeniería (fundamentalmente cápsulas y contenedores metálicos) y su monitorización.
- Programas orientados a la gestión de vida de las instalaciones de almacenamiento (fundamentalmente hormigones).
- Programas orientados a la gestión de vida y la mejora del conocimiento del comportamiento durante el almacenamiento en seco a largo plazo del combustible y los sistemas que lo contienen, así como su impacto en un posterior transporte, como ya se ha mencionado (4.2.2).
- Análisis del impacto en el programa del almacenamiento definitivo, para tener en cuenta el tiempo adicional de enfriamiento y las condiciones del almacenamiento temporal, desde el punto de vista de la seguridad, la operatividad y los costes.
- Programa de monitorización integral de la instalación y el entorno.
- Modelización y evaluación de la seguridad de la instalación de manera continua, incorporando las mejoras desarrolladas.
- Soporte al desarrollo de las instalaciones de apoyo en los ATD para garantizar la recuperabilidad a nivel de contenedor y de elemento combustible.



Figura 4-5: Vista general del ATI de la CN José Cabrera

4.4.3. Plan de acción para la gestión definitiva de combustible gastado, residuos de alta actividad y residuos especiales

Como se ha indicado anteriormente, se considera que la opción preferente para la gestión definitiva del CG, RAA y RE es una instalación de almacenamiento definitivo en una formación geológica profunda (AGP) que entrará en operación a partir del año 2073, de acuerdo con el 7º PGRR.

A continuación, se indican las principales líneas estratégicas de actuación a partir de las cuales se elaborará el programa orientativo para el desarrollo de una instalación de almacenamiento definitivo de CG y RAA:

- Actualización del conocimiento y tecnologías, a partir de la información disponible y los desarrollos de programas internacionales de I+D.
- Planteamiento de un marco legal y de los procedimientos necesarios para apoyar el lanzamiento de un programa para el desarrollo de un AGP.
- Elaboración de la documentación de base para la toma de decisiones en la selección del emplazamiento.
- Desarrollo de documentación genérica de la instalación, así como de la metodología de evaluación del comportamiento.

El programa de desarrollo del proyecto AGP, además de tener en cuenta las interdependencias con la gestión temporal del CG, deberá estar basado en los siguientes principios para su implantación y desarrollo: flexibilidad, aprendizaje sistemático, carácter evaluable, transparencia y auditabilidad.

El programa indicativo contempla las etapas que se muestran en la Figura 4-6:

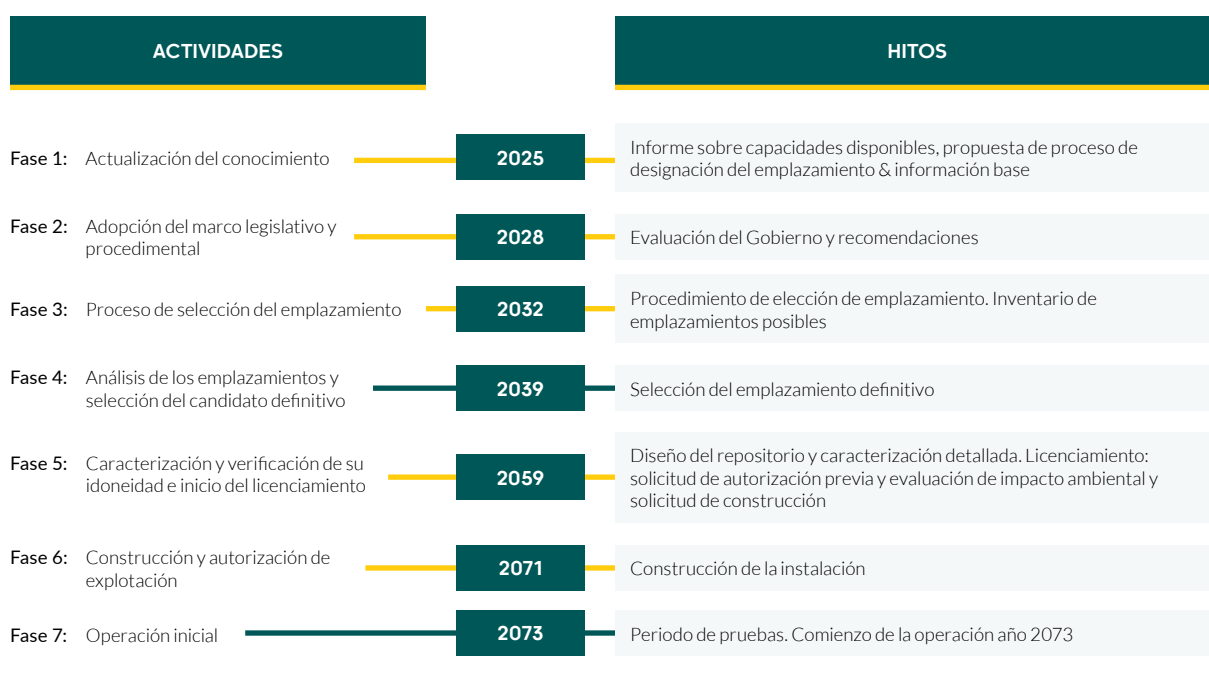


Figura 4-6: Programa del desarrollo del AGP

Las actuaciones previstas de I+D en este ámbito se centrarán en:

- Revisión y análisis de la información generada por la I+D asociada a la gestión a largo plazo; valoración, selección y gestión del conocimiento, tecnologías, modelos aplicables, etc.
- Continuación de los proyectos de I+D asociados al comportamiento del combustible en condiciones de almacenamiento a largo plazo. Seguimiento de programas internacionales.
- Continuación de los proyectos de I+D asociados al desarrollo de sistemas de confinamiento y caracterización del emplazamiento relacionados con la evaluación de la seguridad de las instalaciones de almacenamiento a largo plazo. Seguimiento de programas internacionales, aplicaciones, etc.
- Contribución al desarrollo del programa de I+D asociado a los laboratorios subterráneos de investigación.
- Mantenimiento del seguimiento de las actividades europeas en el campo de la transmutación y la separación asociada.

Planes para el periodo posterior a la vida operativa del AGP

Una vez acondicionado en el AGP el CG y todos los residuos que se alojen en él, Enresa deberá preparar la documentación para solicitar la correspondiente autorización de desmantelamiento de las instalaciones de superficie y cierre del AGP. Para ello, Enresa habrá de preparar un análisis de seguridad post clausura antes de comenzar la construcción del propio AGP.

Al objeto de preservar el conocimiento de la instalación a largo plazo, se desarrollarán los registros correspondientes que permitan conocer tanto el desarrollo y características de la instalación como el inventario de residuos almacenados.

4.5. Plan de acción para desmantelamiento y clausura de instalaciones

En cuanto a las CCNN, la estrategia establecida consiste en el desmantelamiento total e inmediato, y respecto a la CN Vandellós I, que no siguió esta estrategia, se ha de desarrollar el plan de desmantelamiento del cajón del reactor y gestión del grafito irradiado existente.

Además, la I+D ha de proporcionar apoyo al proyecto PIMIC, FUA y otras instalaciones de la primera parte del ciclo del combustible nuclear.

4.5.1. Centrales nucleares

La optimización de los desmantelamientos se basa en un análisis de las lecciones aprendidas en los proyectos ejecutados hasta el momento, y en particular en la CN José Cabrera y las necesidades de mejora allí identificadas.

En consecuencia, las actuaciones previstas son:

- Digitalizar el desmantelamiento mediante el desarrollo de herramientas basadas en modelos 3D de las instalaciones a desmantelar, que facilite su planificación, la gestión de la información tanto física como radiológica, la definición de las estrategias y los planes de gestión de residuos radiactivos. Asimismo, durante la fase de ejecución, estas herramientas facilitarán el seguimiento y supervisión de los trabajos.
- Analizar los planes y técnicas de desmontaje y de gestión de grandes componentes de las CCNN, con vistas a utilizar tecnologías avanzadas que permitan reducir costes y plazos y optimizar los volúmenes de residuos acondicionados.
- Analizar mejoras que faciliten la descontaminación de superficies con nuevas tecnologías que sustituyan a los procesos manuales e incrementen la productividad, especialmente en paramentos de gran altura.
- Analizar la mejora y la extensión a futuros desmantelamientos de los procesos de descontaminación y reducción de volumen aplicados tanto a materiales como a terrenos. Estas actividades de reducción de volumen de los residuos generados en los desmantelamientos contemplan, entre otras, la segregación, compactación y fundición, así como la utilización de nuevos contenedores para grandes piezas y de aquellos que maximicen la cantidad de residuos incorporados por unidad de volumen.
- Analizar mejoras en los procesos de caracterización in situ de corrientes de materiales y residuos radiactivos que permitan optimizar la segregación en las diferentes categorías, así como la reducción de rechazos posteriores tanto en los procesos de caracterización de RBBA como de desclasificación.
- Analizar mejoras que faciliten los procesos de desclasificación de materiales y superficies con técnicas de medida que sustituyan los procesos manuales, que requieren gran cantidad de recursos humanos y tiempo, por otros más avanzados, tales como equipos de medida de bajo fondo, uso de drones y automatización de los procesos de medida en el caso de grandes superficies, etc., que incrementen la productividad.
- Continuar con la mejora y automatización de las tecnologías de medida para la restauración de terrenos contaminados que faciliten la caracterización final del emplazamiento.



Figura 4-7: *Situación en noviembre de 2023 de la CN José Cabrera*

La I+D debe profundizar en los sistemas y tecnologías de reducción de volumen de los residuos de desmantelamiento, tanto en lo referente a los directamente asociados con los materiales de la propia instalación, como a los producidos en actuaciones encaminadas a la liberación de los terrenos. También en la mejora de las tecnologías de caracterización que facilitan la desclasificación de materiales, superficies y terrenos.

Las actuaciones de I+D previstas en este ámbito se centrarán en:

- Puesta a punto y aplicación de tecnologías de reducción de volumen de los residuos generados.
- Puesta a punto de técnicas específicas de tratamiento y descontaminación de terrenos reduciendo al máximo la generación de residuos.
- Aplicación de técnicas avanzadas para caracterización y desclasificación.
- Mejora de las técnicas de descontaminación de los diferentes materiales a desmantelar.
- Mejora de las técnicas de control y gestión de materiales.
- Diseño y verificación de contenedores de almacenamiento y transporte para los diferentes tipos de residuos generados.
- Mejora y puesta a punto de métodos de planificación y seguimiento de procesos de desmantelamiento de instalaciones nucleares.
- Participación en proyectos del programa marco europeo (EURATOM) y Horizonte Europa.

4.5.2. PIMIC

Enresa continúa apoyando a Ciemat en la fase final del Proyecto Integral para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC), actualmente en el ámbito de la descatalogación del área PIMIC-Oeste. Se plantearán actividades de I+D en caso de ser necesario.

4.5.3. Fábrica de Uranio de Andújar

Con la finalización de las obras de desmantelamiento y restauración del emplazamiento de la antigua Fábrica de Uranio de Andújar (FUA), en junio de 1994, Enresa, como titular de la instalación, presentó al entonces Ministerio de Industria y Energía para su evaluación y aprobación por el CSN, el primer Plan de Vigilancia y Mantenimiento (PVM). El alcance del PVM se ha ido modificando a lo largo de los años para ajustarse a las necesidades y nuevos avances en sistemas de vigilancia, la evolución de la instalación y sus alrededores, así como para adaptar el mismo a las instrucciones recibidas del CSN.

En dicho Plan, así como en sus revisiones posteriores aprobadas por el CSN, se han establecido las actividades a desarrollar durante el llamado Periodo de Cumplimiento en el que se encuentra la instalación en la actualidad, desde la recepción de la Resolución de la Dirección General de la Energía el 17 de marzo de 1995. La finalidad que presenta el Plan a lo largo de dicho Periodo de Cumplimiento es la verificación del cumplimiento de los objetivos y criterios de diseño del desmantelamiento y restauración, para que pueda darse por clausurada definitivamente la instalación.

Se continuarán las actividades de I+D en función de las necesidades identificadas.

4.5.4. Instalaciones mineras y fábrica de concentrados de uranio



Figura 4-8: Vista aérea de la Fábrica de Uranio de Andújar, antes (izquierda) y después (derecha) de las actuaciones de Enresa

Mediante sucesivos Acuerdos entre Enresa-Enusa se regulan una serie de actividades que afectan a emplazamientos o instalaciones de la minería y producción de concentrados de ura-

nio cuya titularidad ostenta actualmente Enusa, y que fueron explotadas con anterioridad al 4 de julio de 1984 (R.D. 1522/1984, por el que se autorizó la constitución de Enresa), por lo que existe una responsabilidad técnica/económica compartida entre ambas organizaciones. Los emplazamientos considerados se agrupan en tres proyectos:

- Emplazamiento de la Haba (Badajoz): Programa de vigilancia y control a largo plazo del emplazamiento de la antigua planta Lobo-G en La Haba.
- Emplazamientos de antiguas minas de uranio de Castilla y León: Programa de vigilancia y mantenimiento de las minas de Casillas de Flores y Valdemascaño.
- Emplazamiento del Centro de Saelices el Chico (Salamanca): Programa de vigilancia y control de Planta Elefante y Programa de vigilancia y mantenimiento de explotaciones mineras.

Desde la finalización de las obras de restauración definitiva de las explotaciones mineras de Saelices el Chico, en Salamanca, en 2009, continúan generándose aguas ácidas que requieren un tratamiento adecuado. Con el objetivo de minimizar el volumen anual de agua que aún requiere tratamiento antes de su vertido y reducir los costes derivados de esta actividad, se han adoptado en el emplazamiento acciones correctoras de tipo hidráulico. Además, en 2017 se puso en marcha un proyecto de I+D cuyo objetivo es la aplicación de combinaciones de suelos elaborados a partir de residuos orgánicos e inorgánicos (tecnosoles) de manera que se evite la generación de aguas ácidas y eliminar los actuales tratamientos, muy costosos. En función de los resultados de este proyecto, está prevista la aplicación de tecnosoles a la totalidad del emplazamiento.

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 explotaciones mineras restauradas en Saelices el Chico, minas de Castilla y León) o en vigilancia a largo plazo posterior a la declaración de clausura (Planta Lobo-G), tienen como fin principal verificar el cumplimiento de los objetivos ambientales y radiológicos del Proyecto de Restauración. La responsabilidad de las actuaciones en los emplazamientos de estas instalaciones corresponde a sus titulares, encargándose Enresa de la supervisión técnica y de la financiación que le corresponda, según lo establecido en los acuerdos suscritos con dichos titulares.

4.6. Logística para la gestión de los residuos radiactivos y del combustible nuclear gastado

La I+D estará al servicio de las necesidades que puedan surgir sobre equipos de transporte para cualquier tipo de residuos radiactivos, así como el desarrollo de herramientas auxiliares, de mantenimiento, contenedores de transporte, gestión de vida, optimización de procedimientos, etc.



Figura 4-9: Contenedor de transporte tipo CMT isoB3

4.7. Otras actuaciones

En “otras actuaciones” que son responsabilidad de Enresa y cuyo contenido se ha descrito en el capítulo anterior, se realizarán actividades de I+D en función de las necesidades.

4.8. Gestión del conocimiento

La gestión de conocimiento es una acción transversal que afecta a todas las actuaciones de Enresa. Se ha reconocido la gran importancia que tiene un adecuado sistema de gestión del conocimiento en las actividades relacionadas con la adecuada gestión de los residuos radiactivos. Organizaciones internacionales como la AEN-OCDE, el OIEA, así como la Comisión Europea, y plataformas nacionales de I+D en, energía nuclear de fisión (CEIDEN) o, en protección radiológica (PEPRI), han incluido este tema entre las líneas de actuación.

Una de las características de la I+D en gestión de residuos es la generación de conocimientos y tecnologías que se van a usar a lo largo de escalas temporales prolongadas. Los estudios de seguridad que permiten licenciar las instalaciones están sometidos a una revisión continua, lo que obliga a una actualización sistemática del conocimiento.

Los conocimientos generados deben, por tanto:

- Preservarse adecuadamente por periodos de tiempo prolongado.
- Ser fácilmente identificables y accesibles en todo momento para su aprovechamiento.
- Estar soportados por un sistema que garantice su transmisión.

En lo que respecta a la preservación, uno de los retos más relevantes a corto plazo está relacionado con la evolución de los soportes informáticos, y la necesidad de actualizar periódicamente la documentación electrónica. Por otro lado, relacionado con la preservación, se considera la necesidad de realizar una selección de información, y documentos que preservar a medio y largo plazo, dado el gran volumen documental que puede generarse, varios cientos de miles a lo largo de un proyecto como ocurre en el C.A. El Cabril.

La transmisión del conocimiento es esencial para continuar una gestión eficaz de los residuos radiactivos. Es muy evidente cuando ocurre un relevo generacional de los responsables de la gestión de los residuos radiactivos, como ejemplo, en el caso del C.A. El Cabril, puede pasar hasta 25 veces durante la vida de la instalación (operación y vigilancia). También es importante la transmisión comprensible fuera de las organizaciones de gestión directamente involucradas; a nivel europeo este concepto es aplicado a la transmisión del conocimiento adquirido a países con un programa de gestión inicial.

Enresa participa en iniciativas, y grupos de trabajo de la AEN, del OIEA, de las diferentes plataformas nacionales e internacionales de I+D relacionados con la gestión de residuos radiactivos a fin de estudiar e incorporar las mejores prácticas.

La coordinación de las actividades de I+D realizadas en Enresa ha facilitado la consecución de objetivos, el ajuste de costes, así como la obtención de resultados homogéneos y equilibrados entre las distintas áreas de actividad y las necesidades de gestión. Ha sido también objetivo de la coordinación la transmisión inmediata de los resultados de la I+D a la gestión de residuos radiactivos.

Estas actividades se han reforzado en los últimos años con objeto de actualizar y revisar el importante volumen de activos generados por la I+D asociada con la gestión a largo plazo de los RAA y que, junto con otras consideraciones relativas a diseños previos, constituyen una base de partida importante para el plan de gestión a largo plazo de los RAA.

Se plantea como idea fundamental dentro de la gestión del conocimiento el asegurar su transferencia a las nuevas generaciones de técnicos que se vayan incorporando a Enresa, habida cuenta de los prolongados plazos de gestión, desarrollo, operación y vigilancia tras su clausura, de las diferentes opciones de gestión utilizadas.

A tal efecto, se consideran las siguientes actividades a desarrollar:

- Análisis y actualización de activos de la I+D para su consideración en el programa de almacenamiento a largo plazo. Completar la revisión, actualización y reordenación de los activos generados en cada uno de los planes, para, posteriormente, integrarlos en una base de datos única.
- Vigilancia tecnológica, con el objeto de disponer de información precisa sobre las capacidades y conocimientos existentes en ámbitos incluso ajenos a la gestión de residuos radiactivos y potencialmente aplicables. Seguimiento de resultados de programas externos y de las plataformas tecnológicas IGD-TP (enfocada principalmente al AGP), SNE-TP (relacionada con la energía nuclear) y las que realizan tareas equivalentes en temas de protección radiológica incluidas en el programa conjunto europeo. Destaca desde 2019 el primer European Joint Programme on Radioactive Waste Management (EURAD) en gestión de residuos radiactivos que surgió como producto del proyecto JOPRAD del Horizonte 2020. Este programa tiene actividades muy ambiciosas en las áreas de gestión y transmisión del conocimiento y formación. Continuará en el programa EURAD-2, que coincide con el horizonte temporal de este 9º Plan de I+D.



5

5. Organización del Plan de I+D

5.1. Organización del Plan de I+D por áreas y líneas

5.1.1. Introducción

Según el artículo 9.3.i) del Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, entre las funciones de Enresa se encuentra “establecer planes de formación y planes de investigación y desarrollo ... que cubran las necesidades del Plan General de Residuos Radiactivos y permitan adquirir, mantener y seguir desarrollando los conocimientos y destrezas necesarios”.

En el artículo 6 se contempla que el Plan General de Residuos Radiactivos incluirá la concreción de “las actividades de investigación, desarrollo y demostración que se necesitan con objeto de aplicar soluciones para la gestión del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, así como para llevar a cabo el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares”.

Y en el artículo 7 se recoge que la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos, incluidas las de investigación y desarrollo, se llevará a cabo a través del Fondo para la financiación de actividades del Plan General de Residuos Radiactivos.

Por tanto, este plan atiende a las previsiones normativas y al cumplimiento de las funciones de Enresa, como gestor de un servicio público esencial, tal como lo define la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear.

El presente Plan de I+D es, como los anteriores, de carácter quinquenal y pretende dar respuesta a las necesidades de I+D identificadas en el capítulo anterior, de acuerdo con el Plan de Acción de Enresa para los próximos años establecido en el 7º PGRR, teniendo en cuenta la experiencia adquirida y las necesidades futuras.

Dado que Enresa no dispone de medios propios en materia de investigación y desarrollo, la materialización de los proyectos previstos en este plan se realiza mediante diversos tipos de instrumentos de colaboración, fundamentalmente con Ciemat, CSIC y universidades.

5.1.2. Estructura

El 9º Plan de I+D, que cubrirá el periodo 2024-2028, se estructura en áreas de actividad, indicándose, para cada una de ellas, el nivel tecnológico alcanzado y planteándose un desarrollo específico para el periodo que cubre el Plan.

Este Plan conserva la misma estructura de clasificación de proyectos utilizada en los dos planes anteriores, dado que dicha estructura permite abordar los principales aspectos de la gestión de una manera sistemática y con gran flexibilidad. En la tabla que sigue se enumeran las áreas y líneas de investigación del presente Plan de I+D.

Tabla 5-1: Organización del Plan de I+D

Organización del Plan de I+D	
Área 1.	Tecnología del residuo
Línea 1.1	Combustible y residuos de alta actividad
Línea 1.2	Residuos de media y baja y muy baja actividad
Línea 1.3	Propiedades básicas de los radionúclidos
Área 2.	Tecnología y procesos de tratamiento y acondicionamiento, y desmantelamiento
Línea 2.1	Tratamiento
Línea 2.2	Descontaminación, optimización
Línea 2.3	Desmantelamiento
Línea 2.4	Inmovilización
Línea 2.5	Tecnologías auxiliares
Línea 2.6	Separación
Línea 2.7	Transmutación
Área 3.	Materiales y sistemas de confinamiento
Línea 3.1	Caracterización y comportamiento de materiales
Línea 3.2	Comportamiento de sistemas de confinamiento
Línea 3.3	Tecnologías y sistemas de almacenamiento
Línea 3.4	Monitorización de materiales y sistemas de confinamiento
Área 4.	Evaluación del comportamiento, de la seguridad, protección radiológica y modelación asociada
Línea 4.1	Métodos y modelos de evaluación
Línea 4.2	Modelación de procesos y sistemas
Línea 4.3	Restauración ambiental
Línea 4.4	Protección radiológica y biosfera
Línea 4.5	Clima y suelos
Área 5.	Infraestructura y coordinación
Línea 5.1	Apoyo infraestructuras
Línea 5.2	Coordinación
Línea 5.3	Gestión de activos

En los apartados siguientes se recogen las actividades de I+D realizadas en el horizonte del 8º Plan de I+D 2019-2023, tanto las propias de Enresa como la participación en proyectos internacionales, así como las actividades de I+D previstas para el futuro.

Con respecto a las actividades realizadas, se incluyen los proyectos del 8º Plan y otros proyectos de planes anteriores que han seguido teniendo actividad en el periodo que ha cubierto el 8º Plan I+D, 2019-2023. Se ha de precisar que el criterio es que un proyecto pertenece al Plan de I+D vigente en su fecha de inicio.

La referencia que aparece en cada uno de los proyectos recogidos como actividades realizadas (Ficha a.b.c.) corresponde al número de clasificación utilizado en las fichas de memoria, herramienta de seguimiento y control de la I+D de Enresa, cuyo objeto y contenido se detalla y explica en el apartado 5.1.7.3., siendo “a” el área de I+D al que pertenece el proyecto, “b” la línea de I+D, y “c” el número de proyecto correlativo.

La relación de fichas de memoria se incluye en la Tabla 10-1 del Anexo 1.

5.1.3. Área 1 Tecnología del residuo

Los proyectos incluidos en este grupo tienen por objetivo ampliar el conocimiento actual de las propiedades fisicoquímicas de los residuos radiactivos, así como determinar su posible evolución a lo largo del tiempo en las condiciones de almacenamiento, que, en el caso de los residuos de alta actividad, contempla tanto el almacenamiento temporal en seco, como el definitivo, en el que puede haber agua en contacto con los residuos transcurrido una cantidad de tiempo considerable. Esto aplica a todos los tipos de residuos radiactivos.

Se consideran, a efectos de investigación, dos grupos importantes, residuos de alta actividad (incluyendo los residuos especiales), por un lado, y los de muy baja y de baja y media actividad, por otro. Los estudios e investigaciones en éste área son permanentes, tanto por su i) complejidad científica y técnica, como por la ii) variación en las propiedades del combustible gastado, debido, por ejemplo, a las modificaciones del grado de quemado de los combustibles nucleares, iii) los requisitos de seguridad, cada vez más exigentes, además de considerar los iv) avances tecnológicos a disposición de los investigadores, que permiten alcanzar metas más ambiciosas.

También se incluyen en esta área las actividades de I+D orientadas a mejorar el conocimiento de las propiedades intrínsecas de los radionúclidos que están presentes en los residuos.

Las tres líneas de investigación en que se agrupan las actividades de I+D en esta área son:

- Línea 1.1. Combustible y residuos de alta actividad.
- Línea 1.2. Residuos de media y baja y muy baja actividad.
- Línea 1.3. Propiedades básicas de los radionúclidos.

En los apartados siguientes se recogen las principales actividades de I+D realizadas en el Plan 2019-2023 y las previstas para el siguiente periodo, 2024-2028.

5.1.3.1. Línea 1.1. Combustible y residuos de alta actividad

El combustible gastado y los residuos de alta actividad se han estudiado en cada plan de I+D. En los primeros planes se enfocó el estudio a las condiciones de almacenamiento definitivo, es decir, a largo plazo y en condiciones de almacenamiento geológico. Planes posteriores se han enfocado en el estudio de las condiciones de un almacenamiento temporal en seco, de varias décadas de duración.

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de la Línea 1.1 con actividades en el horizonte del 8º Plan 2019-2023:

- **Investigación sobre combustible gastado basada en ensayos en celdas calientes del JRC/ITU (Karlsruhe), agosto 2015- enero 2027, (Ficha 1.1.04c.)**

El objetivo del proyecto, que dio comienzo en 2005 y se viene desarrollando desde anteriores Planes de I+D, es contribuir de forma efectiva a la comprensión y resolución de temas científicos en el campo de la investigación del combustible irradiado y asegurar que los resultados se aplican de la mejor manera posible para beneficiar a la sociedad, mediante la obtención de datos científicos necesarios para comprender mejor el comportamiento de combustible gastado de alto quemado en condiciones de repositorio geológico, incluyendo corrosión de la matriz, la colaboración en el campo experimental y de modelización de combustible real o simulado, y profundizar en la comprensión de los temas científicos, económicos y sociales relacionados con la liberación instantánea y el comportamiento de radionucleidos clave.

El conocimiento del comportamiento del combustible gastado a medio y largo plazo en distintas condiciones de almacenamiento (seco, húmedo, etc.), bajo un rango amplio de factores como el estado físico del combustible, parámetros de irradiación a los que ha sido sometido, grado de quemado, tipo de combustible, etc., es necesario para establecer sistemas a medio plazo que garanticen la gestión eficaz y segura del combustible irradiado y otros residuos de alta actividad.

Asimismo, permitirá contribuir al desarrollo de conceptos y diseño de instalaciones de almacenamiento y, sobre todo, a la comprensión y descripción correcta de la evolución de las propiedades del combustible en condiciones de almacenamiento definitivo, en entornos cambiantes temporalmente.

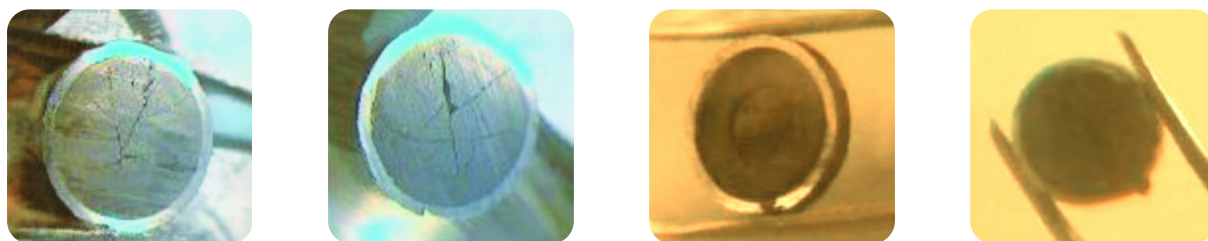


Figura 5-1: Muestras de combustible irradiado que contiene pastilla y vaina

Esta área de estudio se puede abordar con distintas estrategias, que son complementarias. Una de ellas, la que se propone en este proyecto, es trabajar con combustible nuclear real que ha sido irradiado en un reactor, bien sea experimental o comercial, o como muestra ex-

perimental en un reactor comercial. Es necesario contar con combustible irradiado al que se pueda someter a ensayos y disponer de laboratorios de alto nivel, dotados con celdas calientes en donde poder realizar dichos ensayos. Al ser necesaria la manipulación de combustible irradiado, altamente radiactivo, estas celdas constituyen una instalación nuclear sofisticada para investigación, inexistente en nuestro país.

El Centro Común de Investigación de la Comisión Europea (JRC) dispone en sus instalaciones en Karlsruhe de un complejo de múltiples celdas calientes en donde ensayar el material nuclear irradiado. El proyecto en curso pretende desarrollar la experimentación con combustible real en las instalaciones del JRC/Karlsruhe, centro con el que Enresa tiene suscrito un acuerdo de colaboración para el desarrollo conjunto de un programa de investigación con combustible nuclear gastado.

Este proyecto está planteado como un acuerdo de colaboración entre Enresa, el Centro Tecnológico de Manresa (CTM) y la *European Atomic Energy Community*, representado por el ITU-JRC, reflejado en el “Collaboration Agreement No 33924”.

- **Participación en “Modern Spent Fuel Dissolution and Chemistry in Failed Container Conditions” (DISCO, H2020), junio 2017 – noviembre 2021, (EURATOM) (Ficha 1.1.19.)**

El desarrollo de casos de seguridad robustos de almacenes geológicos profundos (AGP) para la disposición final del combustible nuclear gastado requiere un sólido conocimiento acerca de la disolución de éste a escalas de tiempo muy largas (hasta un millón de años). Esta disolución constituye el principal término fuente para la liberación de radionucleidos en las condiciones del AGP, y controlará la liberación de radiactividad en el entorno de las barreras de ingeniería (el campo cercano) del AGP, una vez que el sistema de barreras de ingeniería se haya degradado y el agua subterránea entre en contacto con el combustible gastado.

El proyecto DisCo representa una continuación natural de anteriores proyectos de EURATOM (SFS, NF-PRO, MICADO, REDUPP y FIRST-Nuclides) que se centraron en la disolución y la liberación de radionúclidos a partir de combustible gastado de UO_2 convencional. Este proyecto ha estudiado la disolución del combustible gastado de nuevos tipos de combustible (Cr-doped y MOX). (Figura 5-2)

Los objetivos específicos de DisCo han sido:

- Mejorar el grado de conocimiento acerca de la disolución de la matriz del combustible gastado en condiciones representativas de contenedores defectuosos en condiciones reductoras del repositorio;
 - Evaluar si los nuevos tipos de combustible (MOX, dopados) se comportan como los convencionales.
- **Participación en “Spent Fuel Performance Assessment and Research” (SPAR IV), junio 2026 – hasta acuerdo de las partes, (OIEA) (Ficha 1.1.18.)**

En este proyecto se estudió la integridad del combustible nuclear gastado almacenado durante largos periodos de tiempo, con el objetivo de profundizar en el desarrollo de una base de conocimientos técnicos sobre el comportamiento a largo plazo del combustible nuclear gastado y de los materiales del sistema de almacenamiento mediante la evaluación de la experiencia operativa y la investigación de los Estados Miembros participantes.

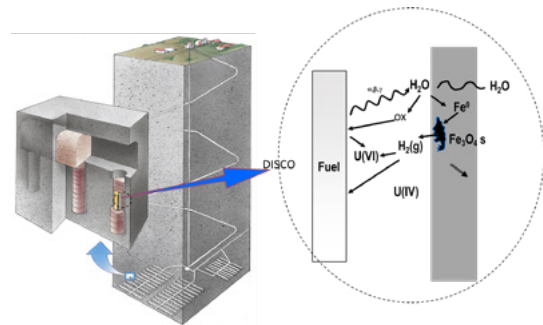


Figura 5-2: Logotipo del proyecto y Overview of dissolution of spent fuel in a repository environment

Los objetivos específicos de esta investigación han sido:

- Evaluar el comportamiento del combustible y materiales en almacenamiento húmedo y seco, y así como del impacto del almacenamiento temporal en el manejo y transporte del combustible gastado;
- Desarrollar las capacidades de evaluación del impacto de posibles mecanismos de deterioro;
- Recopilar e intercambiar experiencias relevantes en los países participantes;
- Programas de vigilancia y monitorización de las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado;
- Explotar las sinergias entre los proyectos de investigación de los Estados Miembros participantes;
- Facilitar la transferencia de conocimiento;
- Extrapolar las predicciones del comportamiento del combustible gastado durante largos periodos de tiempo.

Este proyecto prevé su continuidad en uno nuevo denominado SFERA (descrito en páginas siguientes).

- **Participación en el proyecto H2020 EURAD WP8. “Spent Fuel Characterization and Evolution Until Disposal” (SFC), junio 2021- mayo 2024, (EURATOM) (Ficha 1.1.20.)**

Este proyecto es un paquete de trabajo (WP) del programa europeo EURAD, en concreto el WP 8, que tiene por objeto, por una parte, reducir las incertidumbres en las propiedades del combustible gastado; y, por otra, realizar análisis y ensayos de comportamiento mecánico del combustible. Ambos casos focalizados en la fase anterior al almacenamiento definitivo o pre-disposición.

El proyecto pretendía desarrollar y verificar experimentalmente un procedimiento para determinar con precisión el término fuente de CG y desarrollar técnicas de caracterización que permitan comprender mejor la evolución fisicoquímica de CG (pellets/pastillas y vainas) en escenarios de accidentes normales y creíbles después de la descarga del reactor (es decir, durante el almacenamiento provisional (húmedo y seco), transporte y emplazamiento en un AGP).

En el WP8 la participación de Enresa se ha producido en la tarea 8.2 dedicada a la estimación del calor residual de los elementos combustibles, parámetro que condiciona mucho su almacenamiento definitivo. En particular, se han analizado los códigos disponibles para la estimación del calor residual y su validación con medidas experimentales, bien del propio calor del elemento con diferentes técnicas experimentales, bien a partir de la composición isotópica del combustible.

En este último punto se ha centrado la participación de Enresa, con la colaboración de Enusa, que ha puesto a disposición del WP medidas de concentración isotópica de muestras BWR, un tipo de combustible del que había hasta la fecha muy poca información, junto con el detalle de fabricación y de irradiación del combustible del que proceden las muestras. De este modo, varias organizaciones han podido modelizar el contenido isotópico de este combustible y evaluar la bondad de las predicciones respecto de los valores experimentales.

Cabe destacar que de las técnicas experimentales utilizadas para medir la concentración isotópica el análisis radioquímico, si bien más costoso, ha dado lugar a valores más fiables que la segunda de las técnicas utilizadas, la ablación láser, que necesita de una mejor adaptación para medir los isótopos relevantes para el calor residual.

- **Ensayos de oxidación de dióxido de uranio (UO_2) no irradiado y análisis asociados (OCATS), enero 2020-marzo 2024, (Ficha 1.1.21.)**

El objetivo global de OCATS, proyecto realizado conjuntamente con Ciemat, es la realización de ensayos de oxidación de dióxido de uranio (UO_2) no irradiado y los análisis asociados para la interpretación de los mismos. Para ello, se seleccionó un sustrato de UO_2 con unos parámetros fisicoquímicos (superficie específica, tamaño de partícula y morfología superficial) similares a los del UO_2 de una pastilla combustible.

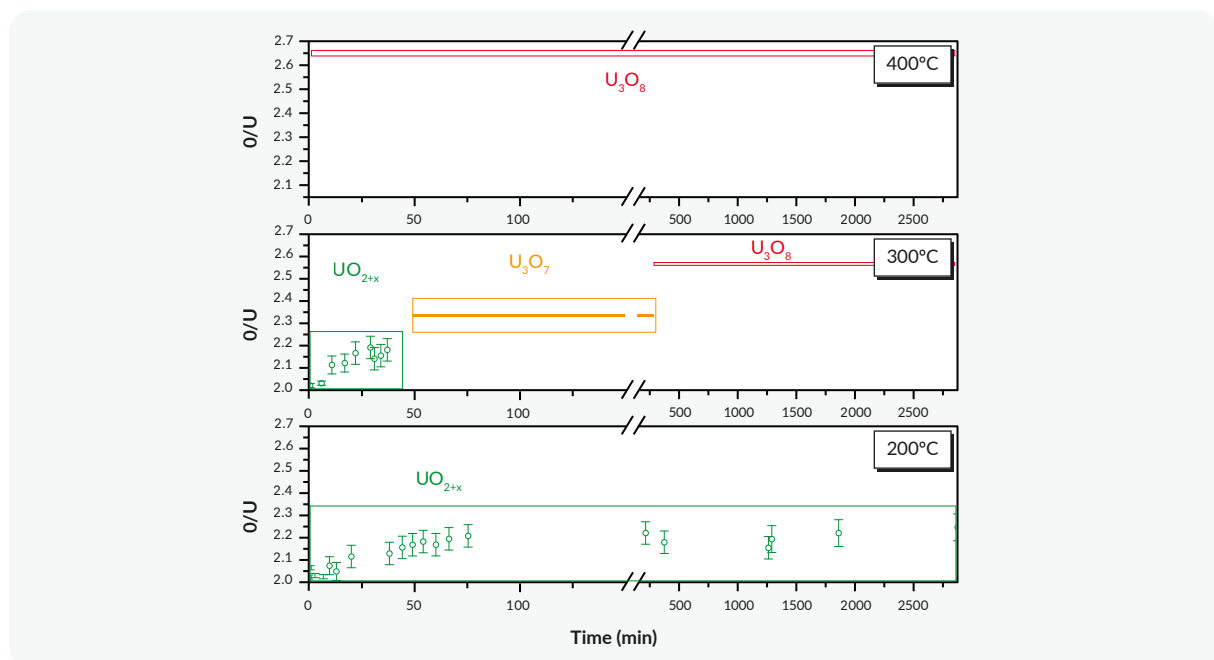


Figura 5-3: Relación O/U calculada a partir de la adquisición de espectros Raman en Linkam vs tiempo de reacción al 21% de O_2 y las tres temperaturas de interés, a 200, 300 y 400°C

El marco experimental se centra en el desarrollo de ensayos de oxidación de UO_2 mediante técnicas in-situ y ex-situ. Estos sistemas se complementan para obtener toda la información de variables de interés durante el proceso de oxidación, como son el grado de oxidación de la muestra o los tiempos de formación de las distintas fases oxidadas del uranio, U_4O_9 y U_3O_8 , bajo diferentes condiciones de ensayo, que son la temperatura y la presencia de concentraciones variables de oxígeno (gas).

Los métodos de ensayo in-situ incluyen la termogravimetría (TGA) y la espectroscopia Raman, gracias al acoplamiento de la cámara de alta presión y temperatura Linkam Stage (a partir de ahora, se nombra esta técnica como Linkam-Raman). Por su parte, los ensayos ex-situ se llevan a cabo mediante el uso de reactores de acero inoxidable que se calientan en un bloque isoterma, permitiendo de este modo emplear una mayor cantidad de muestra, extender el tiempo de experimentación, así como medir otras propiedades de los materiales ensayados gracias a la posibilidad de utilizar técnicas analíticas adicionales que requieren de una mayor cantidad de muestra, y que revelan parámetros importantes para la oxidación. (Figura 5-3)

Como consecuencia de estos ensayos, se determinan una serie de variables experimentales de interés, entre las que destaca el tiempo de incubación para la formación de las fases oxidadas de U, para cada temperatura y % de O_2 es decir, el resultado fundamental de la experimentación es establecer la cinética de la oxidación del UO_2 y su dependencia de los parámetros ambientales más importantes, temperatura y presencia de oxígeno.

Los resultados obtenidos hasta la fecha han demostrado que la oxidación del UO_2 es un proceso muy dependiente de la temperatura, produciéndose por encima de cierta temperatura hasta para muy bajas concentraciones de oxígeno.

- **Estabilidad del combustible irradiado a largo plazo, julio 2020–diciembre 2024, (Ficha 1.1.22.)**

El objeto de este proyecto ha sido la realización de trabajos experimentales de caracterización y estudio de alteración de análogos químicos del combustible irradiado en diferentes condiciones representativas de un almacenamiento definitivo, tanto químicamente reductoras como parcialmente oxidantes.

Estos análogos se han sintetizado y dopado en laboratorios de la UPC, para su posterior análisis según el programa descrito en la especificación técnica y de acuerdo con los objetivos del proyecto comunitario “Modern spent fuel dissolution and chemistry in failed container conditions” (DisCo). Asimismo, se ha llevado a cabo la modelación de los procesos observados y su comparación con resultados con muestras de combustible real de otros laboratorios. Todo ello con vistas a conocer su estabilidad a largo plazo. (Figura 5-4)

Este proyecto ha iniciado una nueva fase en enero de 2023, con el objetivo de investigar la evolución del comportamiento del combustible nuclear en condiciones simuladas de almacenamiento subterráneo, en condiciones químicamente reductoras y oxidantes, y para distintos grados de quemado de una misma barra de combustible.

Se ha pretendido estudiar la importancia de la formación de fases oxidadas y secundarias en la retención de radionucleidos. El acceso a los experimentos realizados con muestras de combustible irradiado en celdas calientes permitirá poner en perspectiva los resultados de estos experimentos con muestras no irradiadas, así como contribuir a su interpretación, al haber sido realizados en las mismas condiciones que los primeros.

Las actividades de investigación han consistido en: modelización de experimentos con combustible nuclear gastado, estudios de la alteración de la matriz del UO_2 , comportamiento de productos de fisión en el combustible nuclear gastado, y estudio de fases oxidadas/secundarias en el combustible nuclear gastado.

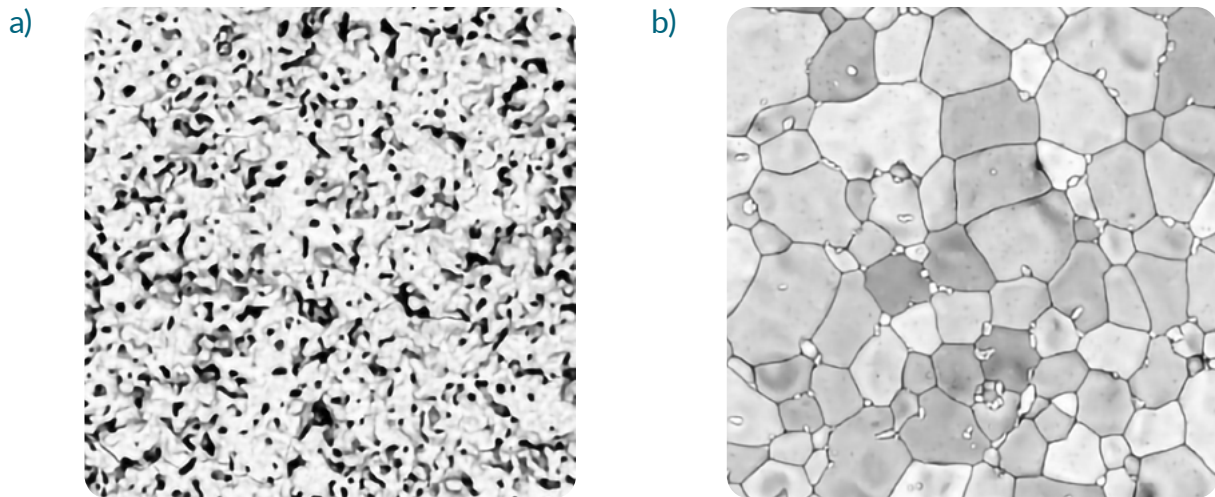


Figura 5-4: Muestras de UO_2 dopadas con un 10% de Gd_2O_3 , a) muestra porosa; b) muestra no porosa

- **Post Closure criticality safety (IGD-TP), (Ficha 1.1.23.)**

El proyecto Post-Closure Criticality Safety es un proyecto de colaboración entre agencias de gestión de residuos de diferentes países para intercambiar información, planteamientos y mejores prácticas en relación con la seguridad de la criticidad tras el cierre de instalaciones de almacenamiento geológico de residuos radiactivos.

Este proyecto aborda la posibilidad de que se forme un sistema crítico en el interior de una instalación de almacenamiento geológico profundo (AGP) a partir de material fisible consignado tras el cierre de la instalación, lo que tiene implicaciones significativas para la seguridad del sistema de almacenamiento. Los muy largos plazos en los que debe garantizarse la seguridad y las circunstancias únicas de la evolución de los residuos en un contexto de almacenamiento geológico profundo hacen que se trate de un campo muy especializado con una serie de retos y problemas comunes.

- **Spent Fuel Research and Assessment (SFERA), noviembre 2021– diciembre 2025, (Ficha 1.1.24.)**

El proyecto SPAR IV, ya finalizado, incluía el estudio de los materiales del sistema de almacenamiento mediante la evaluación de la experiencia operativa y la investigación de los Estados Miembros participantes. El proyecto SFERA, ya en curso, es su continuación, estando plenamente dedicado al comportamiento del combustible gastado como residuo.

El programa incluye propuestas de varios Estados Miembros para contemplar los aspectos que más preocupan a la industria en los últimos años: comportamiento del combustible tras un periodo prolongado de almacenamiento y posterior transporte, mecanismos de fallo que puedan seguir activos a largo plazo, combustibles avanzados, gestión del combustible dañado, etc.

- Estudio de la oxidación del combustible gastado en atmósferas no-inertes a elevadas temperaturas), agosto 2021 – julio 2024, (Ficha 1.1.28.)

El objeto de este proyecto ha sido el estudio de la oxidación del combustible gastado en atmósferas no-inertes a elevadas temperaturas y la realización de los análisis asociados para su interpretación, esto es, tiene un alcance experimental muy similar al de la ficha anterior 1.1.21 pero sobre material irradiado procedente de combustible nuclear de centrales nucleares españolas.

Este material está en la celda caliente de Studsvik quien bajo la dirección de Enusa realiza la parte experimental, mientras Enusa realiza los análisis correspondientes. Al ser experimentación en celda caliente sobre material irradiado, hay restricciones técnicas y de cantidad de muestra disponible a ensayar que conllevan un número limitado de ensayos. Por ello, la experimentación sobre material no irradiado explicada anteriormente completa y sustenta más robustamente las conclusiones de los análisis que se obtengan.

Se pretende determinar, con las incertidumbres explicadas anteriormente, el “tiempo de incubación” como función de la temperatura, para diferentes grados de quemado del combustible, y analizando la influencia de la concentración de oxígeno en la atmósfera. El “tiempo de incubación” se define como el tiempo por debajo del cual cualquier combustible con defectos expuesto a atmósfera no inerte no experimentaría un problema significativo de oxidación, pudiendo asegurar que el defecto original no sufriría una evolución hacia un defecto más importante.

Los resultados que se obtengan se analizarán con objeto de poder inferir conclusiones significativas para los análisis de seguridad asociados a las celdas de descarga de combustible, que, serán implementadas en España (planta de encapsulamiento del AGP). (Figura 5-5).

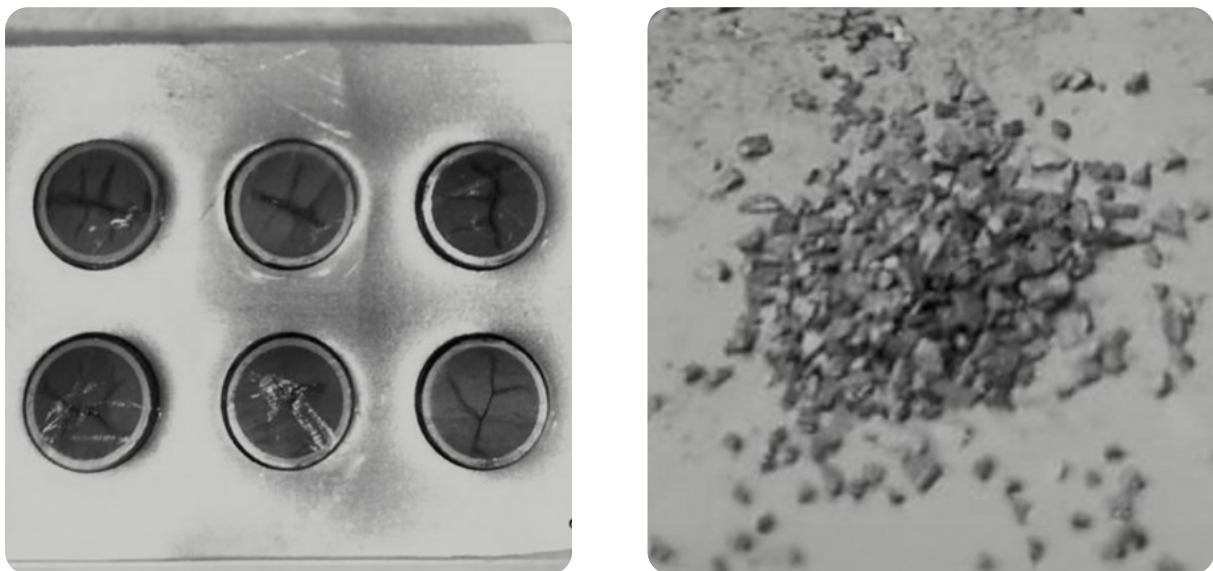


Figura 5-5: Fotos de los trozos cortados del segmento 09-VUD2- y tras el perforado, martilleo y las operaciones de tamizado

- **Análisis de la composición química del elemento combustible fresco y componentes del núcleo, mayo 2020 – enero 2023, (Ficha 1.1.29.)**

El objetivo de este proyecto ha sido disponer de una descripción detallada de los elementos químicos que forman parte del material base y en forma de impurezas de las pastillas de combustible nuclear, vainas, componentes estructurales de los elementos combustibles y otros componentes insertables en el núcleo que, al ser irradiados durante la operación del reactor, son precursores del inventario radiológico del combustible gastado.

En este sentido, el combustible base de diseño considerado en el diseño genérico del AGP era un combustible PWR 17x17 tipo AEF, con vaina de zircaloy-4, para cuya composición se consideraron supuestos conservadores. Sin embargo, en el AGP habrán de ser almacenados diversos tipos de combustible, tanto PWR como BWR, que incluyen otros materiales: pastillas de combustible con gadolinio, diferentes aleaciones de acero e Inconel como materiales estructurales y otros materiales de vaina diferentes del zircaloy-4, como el zircaloy-2, con presencia de níquel en la aleación, o el Zirlo, que incluye niobio. Tampoco se consideraron los componentes insertables PWR (haces de barras de control, fuentes neutrónicas, venenos consumibles y dispositivos tapón), ni los componentes de operación BWR, relevantes por la presencia de radionucleidos como el indio, cadmio, etc.

Así pues, resulta de especial importancia para las actividades de Enresa relacionadas con la gestión a largo plazo del combustible gastado en el AGP conocer con mayor detalle la composición química del combustible fresco y otros componentes del núcleo, incluyendo las máximas concentraciones de impurezas y la zona en que se produce la irradiación ya que el flujo neutrónico varía axialmente de forma significativa afectando al inventario de radionucleidos resultante.

Las principales actividades de este proyecto han sido:

- Determinar la composición química y concentración de impurezas de una selección de elementos químicos relevantes para los futuros análisis de seguridad del AGP.
- Determinar el contenido en peso para cada elemento y para cada tipo de material, distinguiendo aceros, Inconel, Zircaloy y combustible (UO_2 y $UO_2+Gd_2O_3$) para cada uno de los citados diseños de combustible PWR, BWR y aditamentos PWR (fuentes neutrónicas, barras de control Ag-In-Cd, dispositivos tapón y venenos consumibles).

Los valores recopilados han incluido los máximos de las especificaciones de materia prima u otra documentación de referencia aplicables a cada diseño del combustible, para permitir su uso y referencia en los análisis de seguridad necesarios para el diseño, licenciamiento, construcción y operación del futuro AGP.

Para cada elemento químico se ha incluido su localización mayoritaria en la longitud del elemento combustible, y, en particular, si se ubica fuera o dentro de la longitud activa (de importancia para la adecuada caracterización del residuo).

- **Participación en “Spent Fuel Characterization” (OIEA), agosto 2020 - diciembre 2024, (Ficha 1.1.30)**

Este programa aborda todos los aspectos relacionados con la caracterización del combustible gastado necesarios para las diferentes etapas de gestión. Incluye aspectos tales como la inves-

tigación básica de métodos y equipos de caracterización para determinar de forma destructiva o no destructiva parámetros de interés del combustible gastado; validación de modelos que faciliten el análisis del comportamiento y características del combustible; bases de datos; uso de los mismos en apoyo a los diseños de los sistemas de gestión del combustible gastado (almacenamiento, transporte, disposición en profundidad), en particular para determinar su estado, clasificación y optimizar su gestión.

Cada Estado Miembro hace propuestas de interés y comparte información con el resto de participantes. Enresa participa con una propuesta basada en la base de datos GECYRE que es empleada como repositorio de toda la información del combustible gastado empleado en las CCNN españolas, en colaboración con sus Operadoras. Dicha base de datos también incluye los aspectos de caracterización del combustible y su estado preliminar de clasificación para su uso en los sistemas proporcionados por Enresa a las CCNN.

- **Investigación del comportamiento mecánico de las vainas del combustible gastado, con defectos incipientes, en un accidente de caída, septiembre 2023- septiembre 2026, (Ficha 1.1.31.)**

Este programa investiga el efecto potencial de defectos incipientes en el comportamiento de las vainas del combustible gastado durante el postulado accidente de caída en el transporte de combustible gastado en contenedores.

Para ello, el alcance de los trabajos experimentales del proyecto consiste en la realización de ensayos de compresión en anillo y de flexión en 3 puntos, simulando las condiciones de accidente de caída de contenedor, a distintas temperaturas, sobre muestras de tubo de combustible de aleación base circonio con defectos creados artificialmente. La geometría de estos defectos es característica de la clasificación del combustible gastado, tipo “hairline-crack” y “pinhole” de acuerdo a la guía ISG-1 de la USNRC de aplicación en España. Además, las muestras de tubo son previamente hidruadas y llevan tratamiento de reorientación radial de hidruros cuando se ensayan bajo compresión en anillo para que tengan una condición en cuanto a hidruros envolvente de la de la vaina de combustible.

Los resultados permitirán saber si estos defectos incipientes en el combustible gastado, tras un accidente de caída, pueden conllevar a la pérdida de la integridad del combustible, dificultando su recuperabilidad o, por el contrario, el defecto no propaga y la vaina mantiene esencialmente su geometría. También puede permitir caracterizar los modos de propagación de grietas en la vaina durante las caídas y contribuir a una mejor distinción entre combustible dañado y fuel debris, ambos conceptos utilizados en la clasificación y carga de los contenedores.

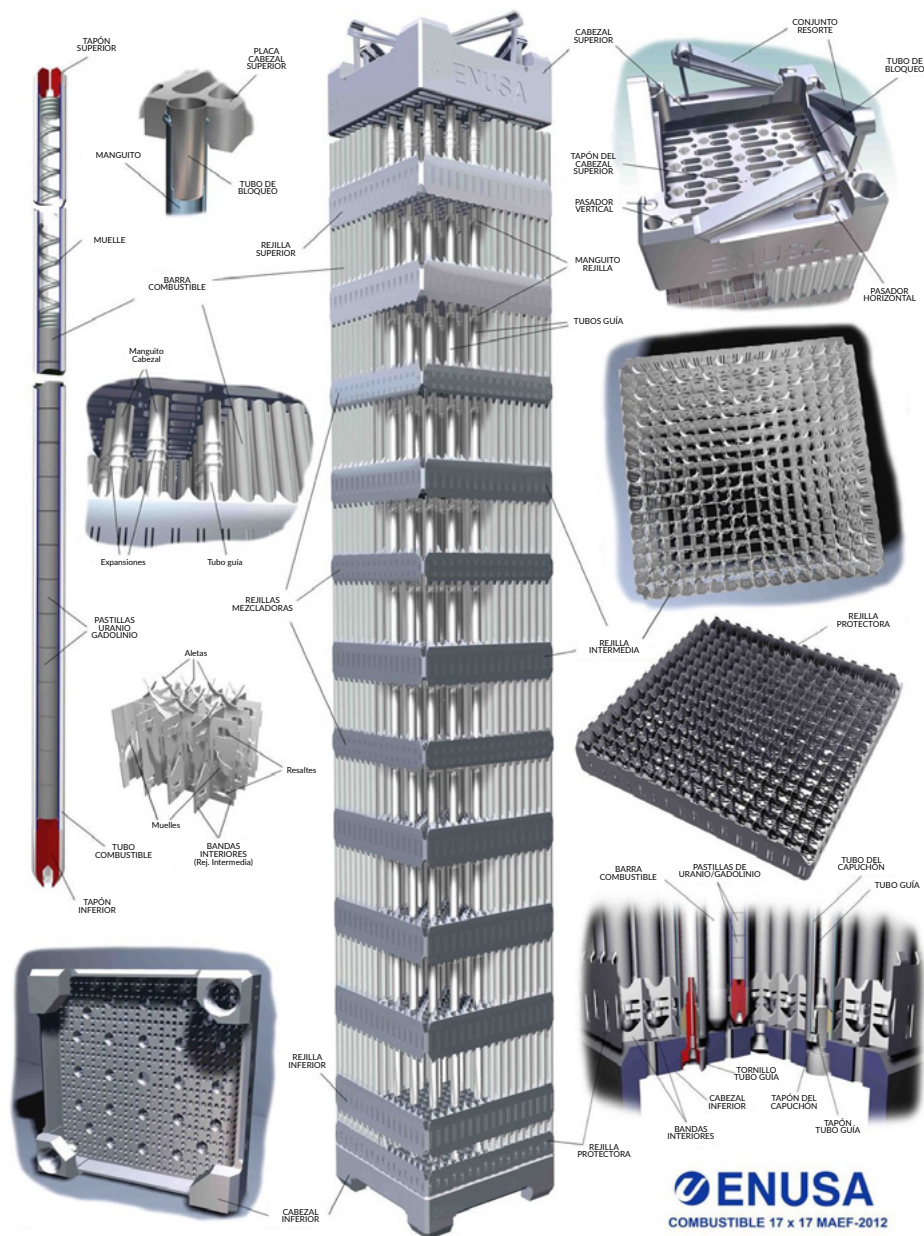


Figura 5-6: Estructura de un elemento combustible de un reactor nuclear de agua a presión (PWR) fabricado por la empresa española @enusa_sa

Actividades previstas

El 9º Plan de I+D contempla actividades enfocadas a todas las etapas que ha de experimentar el combustible nuclear gastado, lo que incluye su encapsulado, transporte, almacenamiento temporal en seco, su traslado al AGP y su disposición definitiva, considerando también el periodo en el que la cápsula pierde su integridad. Se abordarán proyectos enfocados a la pastilla de combustible, a las vainas, a otros elementos estructurales, al elemento, y al conjunto completo que conforma una cápsula. El plan incluye, además, estudios isotópicos en muestras irradiadas y estudios de residuos especiales.

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 1.1 en el horizonte del 9º Plan de I+D:

- **Análisis integridad del combustible en almacenamiento temporal extendido y transporte**

Se plantea la continuación del proyecto plurianual para actividades en torno al almacenamiento temporal extendido y transporte, dados los plazos superiores a considerar respecto a lo inicialmente previsto.

- **Participación en proyectos internacionales asociados a la NEA**

Se plantea la continuación de las colaboraciones en apoyo al CSN para actividades en la NEA –SCIP V, o bien para uso de muestras de Halden en Studsvik (SPARE), como contribución de la parte española a proyectos.

En particular, el SCIP V que comenzó en junio de 2024 y se prolongará durante 5 años, dará acceso a datos experimentales importantes puesto que dichos ensayos se realizarán en las celdas calientes de Studsvik y con algunas de las muestras a ensayar procedentes de combustible irradiado en centrales nucleares españolas. Esta fase V del SCIP tiene un módulo de ensayos y análisis enfocado en la gestión del combustible gastado, planteándose nueva experimentación complementaria a otros programas como el de las Sisters Rods (como parte de los programas patrocinados por el DOE en el ESCP) o incluso novedosa, como los ensayos de fluencia sobre muestras de vaina con pastilla en el interior.

- **Estabilidad del combustible irradiado a largo plazo**

Se plantea la continuidad del proyecto para la realización de estudios relacionados con la estabilidad del combustible y, parcialmente, dar soporte a la colaboración con el JRC/Karlsruhe dentro del Acuerdo Marco de Colaboración con dicho centro.

- **Experimentación con combustible real en celdas calientes. Colaboración JRC_Karlsruhe-CTM-Enresa**

El Acuerdo Marco con el JRC-Karlsruhe tiene una visión de continuidad a largo plazo. La colaboración ha demostrado ser exitosa y satisfactoria para todas las partes implicadas, por lo que se seguirá desarrollando esta línea de actividad en el futuro. Se podrá plantear la necesidad de llevar barras de combustible irradiado o muestras procedentes de las centrales españolas.

- **Estudios sobre la influencia de la radiólisis en la evolución del combustible gastado en un almacén subterráneo**

Se trata de un proyecto para estudiar y simular la influencia de la radiólisis sobre el comportamiento del combustible gastado en un almacén geológico profundo. Se continuará el desarrollo de un modelo de transporte reactivo 1D de disolución de combustible gastado, utilizado en proyectos como el DisCo, que ya ha permitido modelar datos experimentales de Studsvik de combustible tipo UO_2 irradiado y de Ciemat de disolución de pastillas de UO_2 dopadas con Cr y Al. Se prevé la incorporación de nuevos procesos: i) efecto del cloruro en la generación de especies por radiólisis, ii) comprensión e implementación del efecto de distintas concentraciones de partículas épsilon y iii) inclusión en el modelo de determinados productos de fisión que conforman el IRF. El modelo se implementa en la herramienta de transporte reactivo iCP (interface Comsol-PhreeqC). (Figura 5-7).

Enfoque de acoplamiento bidireccional

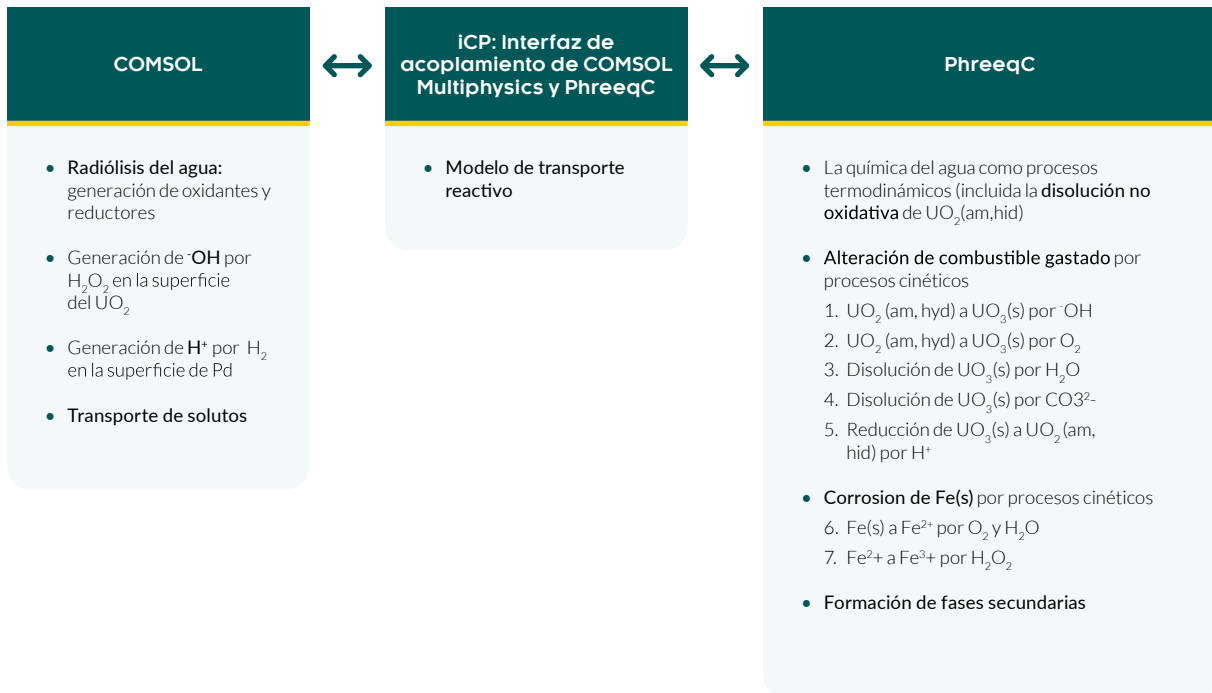


Figura 5-7: Procesos implementados en iCP involucrados en la alteración del combustible gastado

- Participación en Work Package (WP) 8 de EURAD-2: “Release of safety relevant radionuclides from spent nuclear fuel under deep disposal conditions” (SAREC)

Enresa participa en este paquete de trabajo, que dará comienzo a finales de 2024, bajo la figura de usuario final (End User). Está orientado a la investigación de la respuesta del combustible nuclear gastado en condiciones de almacenamiento en formaciones geológicas profundas. Más concretamente, tiene como objetivo la mejora de la cuantificación y la comprensión mecanicista de la liberación de radionucleidos relevantes para la seguridad, abarcando los tipos más representativos de combustible nuclear gastado y de la evolución del combustible, antes y después del contacto con las aguas subterráneas, con el fin de estimar mejor el término fuente de radionucleidos para la evaluación del comportamiento y la seguridad postclausura de un almacén geológico profundo.

5.1.3.2. Línea 1.2 Residuos de media y baja y muy baja actividad

Los residuos de baja y media y muy baja actividad han necesitado de proyectos de I+D para su mejor gestión, de acuerdo con la estrategia española. Entre los aspectos de mejora continua en el C.A. de El Cabril se consideran: optimización de los recursos, de la capacidad de almacenamiento y de la capacidad radiológica, mejoras en la operación, e incremento continuo de la seguridad radiológica y operacional. Estas consideraciones sumadas a la necesidad de conocer cómo gestionar adecuadamente las nuevas corrientes de residuos cada vez que se aborda un nuevo desmantelamiento, mantienen la necesidad de proyectos de I+D.

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de la Línea 1.2 con actividades en el horizonte del 8º Plan de I+D 2019-2023:

- Espectrometría de masas con aceleradores (AMS): Desarrollo de metodologías para Cl-36 y Ca-41, consolidación de las técnicas para U-234, U-235, U-236, U-238, Np-237 y Am-243, y desarrollo de la medida de C-14 en líquidos, febrero 2020 – mayo 2024, (Ficha 1.2.05.)

El objetivo general de este proyecto (Figura 5-8) ha sido el desarrollo de la metodología para la determinación de la actividad de radioisótopos de periodo de semidesintegración grande en residuos de baja y media actividad mediante Espectrometría de Masas con Aceleradores (AMS). Los objetivos concretos se refieren a los distintos radioisótopos de interés para el proyecto:

- Detección de Cl-36
- Detección de Am-243
- Detección de Ca-41
- Isótopos de Uranio (U-234, U-235, U-236, U-238)
- Medidas de Np-237
- Medida de C-14 en muestras líquidas

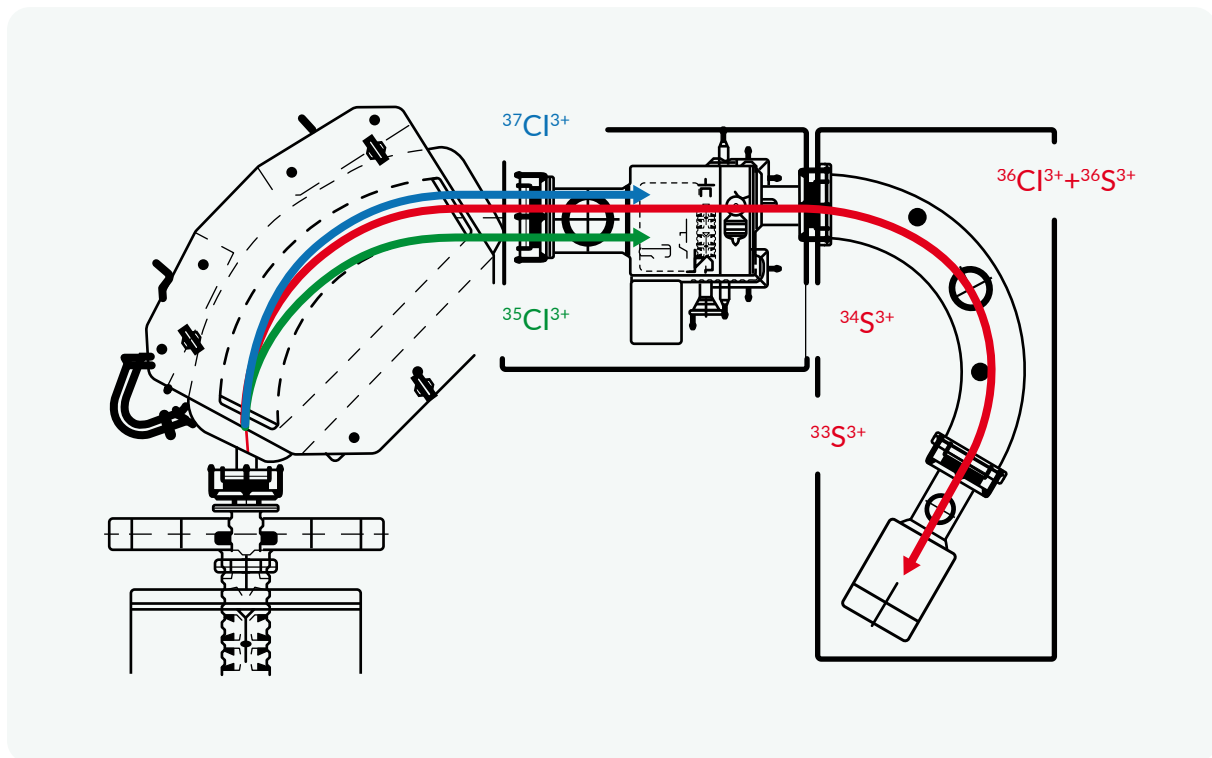


Figura 5-8: Esquema utilizado en el experimento para la detección de isótopos de S y Cl mediante AMS

- **Desarrollo adicional del software de los dispositivos GUALI I y II para construir un sistema tomográfico pasivo de radiación gamma para la medida de residuos radiactivos, noviembre 2020-julio 2028, (Ficha 1.2.07.b y Ficha 1.2.14.)**

El objeto del proyecto es la investigación sobre la identificación, cuantificación y distribución de la actividad de emisores gamma presentes en residuos radiactivos procedentes, fundamentalmente, de centrales nucleares, tanto en operación como en desmantelamiento.

En general, en las medidas habituales de espectrometría gamma se considera homogeneidad radiológica en el objeto medido, siendo una aproximación bastante burda en residuos de naturaleza heterogénea, no pudiendo, por tanto, detectar las heterogeneidades intrínsecas a esta naturaleza y optimizar la caracterización de este tipo de residuos.

El objeto de una primera fase del proyecto ha sido el desarrollo adicional del software de los dispositivos GUALI I y II para construir un sistema tomográfico pasivo de radiación gamma para la medida de residuos radiactivos mediante:

- Implementación específica del software en los equipos GUALI I y II que permita reconstruir espacialmente la distribución de la actividad en los contenedores de residuos radiactivos.
- Realización periódica de medidas in situ con residuos radiactivos reales.
- Adaptaciones de hardware para optimizar el proceso.

Se ha iniciado una segunda fase de este proyecto en 2023, que permitirá incorporar detectores con campos mayores a las cámaras gamma para mejorar la identificación de residuos mediante el uso de detectores de baja resolución espacial y alta resolución energética, e incorporarlo en los algoritmos de reconstrucción.

En esta segunda fase del proyecto, se pretende:

- Mejorar las capacidades de las cámaras gamma creadas en los proyectos previos.
- Incorporar los dispositivos gamma habitualmente empleados por Enresa en la secuencia de medida junto con las cámaras gamma.
- Crear una nueva unidad cámara Gamma tipo Pin-Hole con nuevas capacidades.
- Optimizar el procesado de imágenes obtenidas por la cámara Compton mediante un nuevo algoritmo sin aberraciones esféricas.

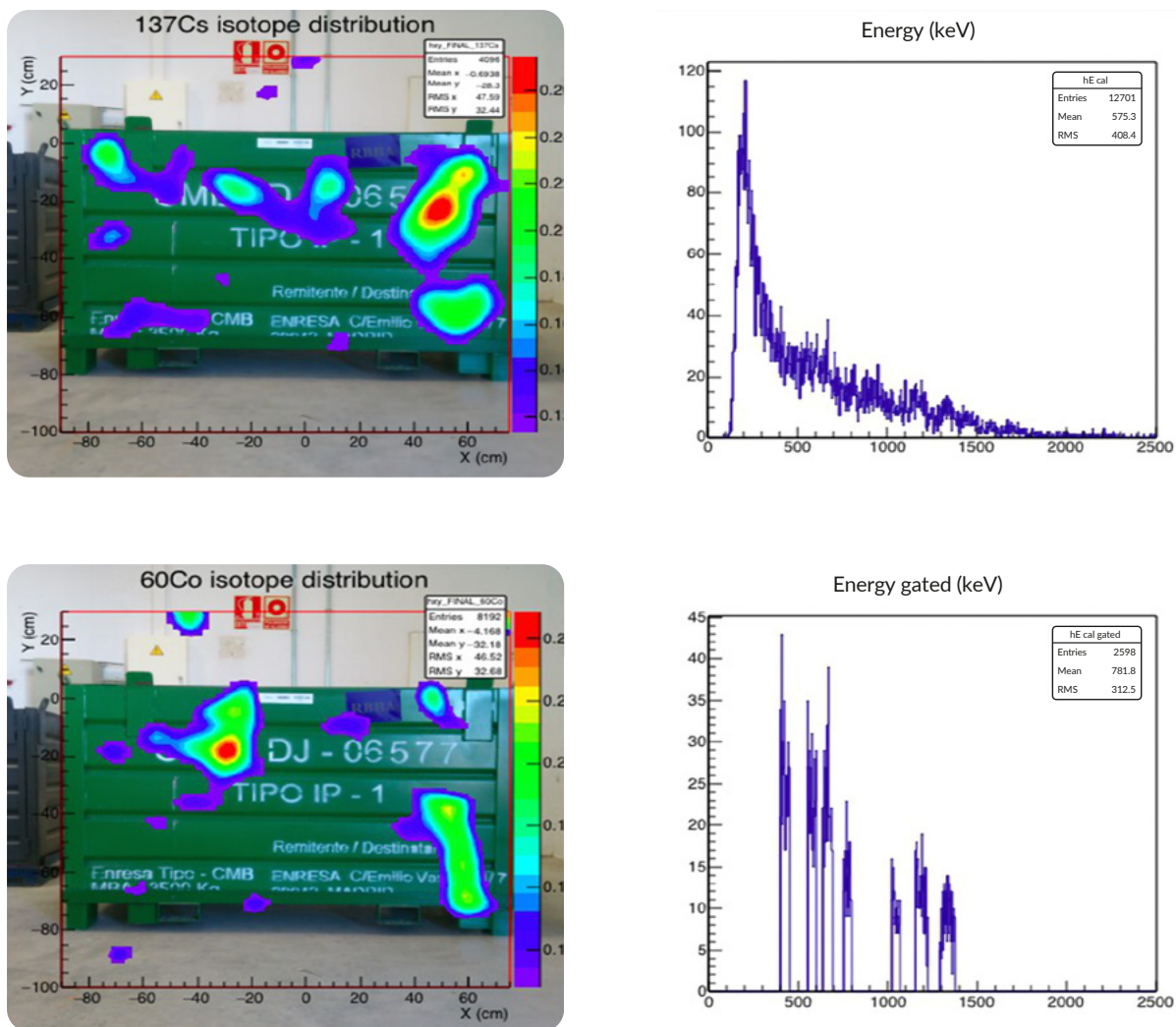


Figura 5-9: Ensayos de medida de la radiación gamma en un contenedor de la CN José Cabrera

- Participación en “Characterization of nuclear compounds for their safe (final) disposal in Europe” (CHANCE, H2020), junio 2017-marzo 2022, (EURATOM) (Ficha 1.2.09)

El proyecto CHANCE abordó la caracterización de los residuos radiactivos acondicionados. Su caracterización es más compleja que la de los residuos sin acondicionar y requiere técnicas y metodologías específicas no destructivas. (Figura 5-9).

Esto es debido a que los residuos acondicionados no están en su forma inicial, sino que están generalmente incrustados o rodeados por una matriz y pueden contener residuos procedentes de diferentes fuentes primarias y, por tanto, el espectro radiológico puede ser más complejo.

La caracterización incluyó tanto la caracterización físico-química como la radiológica. El foco experimental estuvo en los residuos radiactivos de componentes de gran volumen que pueden contener componentes estructurales adicionales no previstos, el combustible gastado almacenado en contenedores de gran volumen, los residuos problemáticos y heredados, los residuos específicos derivados de reparaciones o mantenimiento, los residuos de desmantelamiento y aquellos destinados al almacén geológico profundo.

El primer objetivo fue establecer a nivel europeo una recopilación exhaustiva de los esquemas actuales de caracterización y control de calidad de los residuos radiactivos acondicionados. CHANCE se centró en las siguientes formas de residuos según la clasificación del OIEA: residuos de actividad muy baja (VLLW); residuos de actividad baja (LLW); residuos de actividad intermedia (ILW); residuos de actividad alta (HLW).

El segundo objetivo fue aumentar el grado de desarrollo, incluyendo su comprobación y validación, de las técnicas actualmente identificadas, con lo que se puede mejorar la caracterización de los residuos radiactivos acondicionados, es decir, aquellos que no pueden tratarse fácilmente con métodos convencionales. (Figura 5-10).

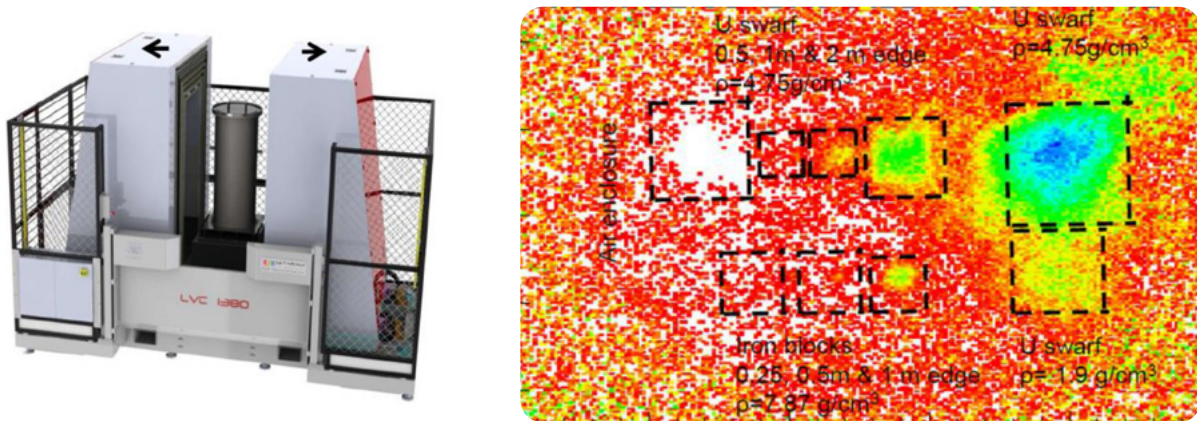


Figura 5-10: Desarrollo de un calorímetro para bidones de 200 litros y detector asociado e imagen de estudios de tomografía muónica

- **Medida radiológica de materiales con actividades en el rango del fondo natural (Bajo Contenido Radiactivo, BCR), diciembre 2019-mayo 2022, (Ficha 1.2.10.)**

Este proyecto ha conestado de dos objetivos principales. Por un lado, trabajar para poder determinar la vía de gestión definitiva de los materiales residuales de Bajo Contenido Radiológico (BCR) generados durante la ejecución del Proyecto PIMIC Desmantelamiento en la restauración de terrenos de El Montecillo (Ciemat).

Para ello, se han caracterizado los residuos acopiados en big bag de 0,5 m³ en el prototipo SuperMUM, ubicado en el Ciemat como parte del Proyecto EMPIR 'MetroDecom II'

Por otro lado, se ha trabajado en paralelo para acondicionar 850 Big Bag de 1 m³ en nuevos embalajes de 0,5 m³ con la finalidad de que el material contenido en ellos sea sometido a proceso de desclasificación.

- **Participación en "Improved Nuclear Site characterisation for waste minimization in Decommissioning and Dismantling operations under constrained EnviRonment" (INSIDER, H2020), junio 2017-noviembre 2021, (EURATOM) (Ficha 1.2.11)**

El proyecto INSIDER se planteó para desarrollar y validar una metodología y estrategia de caracterización integrada nueva y mejorada durante las operaciones de desmantelamiento y clausura de centrales nucleares, rehabilitación de terrenos post-accidentes o instalaciones nucleares en entornos restringidos.

Dependiendo de su etapa de funcionamiento, ciertas instalaciones nucleares (o algunos de sus componentes) contienen materiales altamente activos o contaminados que requieren nuevas metodologías para su desmantelamiento y clausura. La fase de caracterización es cada vez más importante, en particular en entornos restringidos. Existen varios sistemas de medición y hay nuevos desarrollos en progreso, sin embargo, no todos tienen el mismo estado de madurez.

Se consideraba necesario disponer de nuevas metodologías para una estimación inicial precisa de los materiales contaminados, de los volúmenes de residuos resultantes y para la planificación oportuna. Por este motivo, se desarrolló un enfoque común basado en estadísticas y modelos avanzados, métodos innovadores de análisis y medición, y los resultados de tres casos de estudio.

El resultado del proyecto ha sido conseguir, con la precisión requerida, una representación del estado radiológico de las instalaciones o de sus componentes, a fin de tomar las decisiones adecuadas con respecto a las diferentes opciones de escenarios de desmantelamiento y clausura. (Figura 5-11).



Figura 5-11: *Los tres casos de estudio del proyecto INSIDER: desmantelamiento de celdas calientes, desmantelamiento de una central nuclear y descontaminación de terreno tras un accidente (<http://insider-h2020.eu/case-studies/>)*

- **Participación en “PRE-DISposal management of radioactive waste” (PREDIS, H2020), septiembre 2020-agosto 2024, (EURATOM) (Ficha 1.2.12)**

El proyecto PREDIS ha tenido como objetivo el desarrollo y la implementación de actividades para el tratamiento previo al almacenamiento definitivo de corrientes de residuos radiactivos distintos del combustible nuclear y los residuos de alta actividad.

Se ha considerado el desarrollo y el aumento del nivel de preparación tecnológica para el tratamiento y las metodologías de acondicionamiento de residuos para los que no se dispone actualmente de soluciones adecuadas o maduras industrialmente, como material metálico (WP4), residuos orgánicos líquidos (WP5) y residuos orgánicos sólidos (WP6), y mediante la prueba y evaluación de innovaciones de residuos cementados (WP7). Además, PREDIS ha pretendido producir herramientas que orienten la toma de decisiones sobre el valor agregado de las tecnologías desarrolladas y su impacto en el diseño, la seguridad y la economía de la gestión y eliminación de residuos (WP2).

PREDIS también se ha puesto en contacto con EURAD para proporcionar complementariedad en áreas que incluyen la adaptación y actualización de los documentos fundacionales de referencia del EJP (visión, hoja de ruta, mecanismos de gobernanza e implementación) (WP2), y la organización de cursos de capacitación y esquemas de capacitación en movilidad para mejorar compartir y transferir conocimientos y competencias como parte de las actividades de gestión del conocimiento (WP3).

El consorcio PREDIS ha incluido a 47 socios de 18 Estados miembros, y su EUG, dirigido a los Productores de Residuos Radiactivos como un grupo separado. Enresa ha aportado una investigación de los mecanismos de interacción del aluminio en medios básicos y los parámetros relacionados con el almacenamiento de residuos de baja y media actividad.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 1.2 en el horizonte del 9º Plan de I+D:

- **Continuación del proyecto espectrometría de masas con aceleradores (AMS): desarrollo de metodologías para ^{137}Cs y ^{41}Ca , consolidación de las técnicas para ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np y ^{243}Am , y desarrollo de la medida de ^{14}C en líquidos**

En este caso, se añadirá la detección por separado de ^{243}Cm / ^{244}Cm para poder determinar esta fracción en cada central nuclear, con vistas a la medición mediante métodos no destructivos del ^{244}Cm .

- **Detección pasiva de la distribución de masa por ultrasonidos**

El Instituto de Tecnologías Físicas y de la Información Torres Quevedo tratará de desarrollar técnicas de distribución de masa en contenedores de residuos mediante el uso de ultrasonidos.

- **Desarrollo de nuevas metodologías radioquímicas de detección de isótopos de muy difícil medida y análisis elemental detallado de materiales activos e inactivos**

Ciemat desarrollará nuevas técnicas de separación radioquímicas de isótopos de muy difícil medida, de los cuales no se dispone de técnica actualmente, con el objeto de detectarlos por el uso de espectrometría de masas.

- **Desarrollo de nuevas técnicas de detección pasiva de emisores Alfa y Beta puros**

Se trata de detectar el ^{244}Cm por medida de neutrones de fisión espontánea, mediante detectores neutrónicos que miden a bulto entero. De esta manera se evita el muestreo hasta ahora empleado en la determinación de emisores alfa. Una vez detectado el ^{244}Cm en un bulto, su buena correlación con el resto de emisores Alfa permite la cuantificación de éstos.

- **Participación en el Work Package (WP) 5 de EURAD-2: Innovative ChARacterization techniques for large volUmeS (ICARUS)**

En este proyecto europeo se tratará de desarrollar nuevas técnicas de caracterización mediante métodos no destructivos (espectrometría gamma, neutrónica, etc.), métodos destructivos (radioquímica) y finalmente un análisis de los Factores de Escala para reducir su incertidumbre.

- **Desarrollo de nuevas técnicas avanzadas de espectrometría gamma**

Se trata de avanzar en la determinación pasiva de la distribución de actividad. Se continuará la colaboración con el Instituto de Física Corpuscular, IFIC, perteneciente al CSIC, con el objeto de combinar diferentes tipos de detectores y el uso avanzado de cámaras Gamma y Compton.

5.1.3.3. Línea 1.3 Propiedades básicas de los radionúclidos

Se incluyen en esta línea actividades orientadas a obtener datos de soporte para cálculos y modelos de evaluación, donde los parámetros físico-químicos de los actínidos y productos de fisión son la base de dichos cálculos. Estos cálculos se aplican en ámbitos muy variados de la gestión.

El desarrollo de estas actividades se ha planteado a través de la participación en los proyectos promovidos por la AEN - OCDE y en los que participan numerosos representantes de las agencias de gestión similares a Enresa.

Durante el 8º Plan de I+D no se ha realizado ningún proyecto de esta línea.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 1.3 en el horizonte del 9º Plan de I+D:

- **Proyecto conjunto I+D thermochemical database project TDB (coordinado por NEA)**

Su objeto es incorporarse al proyecto en curso de la NEA en el que se actualiza la base de datos termodinámica de elementos químicos presentes en los residuos.

- **Ensayos para determinación de especiación química en residuos RBMA y RBBA**

Su objeto es realizar ensayos de laboratorio con residuos acondicionados en diferentes matrices de acondicionamiento (mortero, etc.) y determinar la especiación química de los isótopos más significativos presentes en los residuos.

- **Estudio recopilatorio de parámetros de transporte/adsorción/especiación de residuos RBMA y RBBA**

Su objeto es la realización de un estudio actualizado de parámetros de transporte, adsorción (kd's) y especiación para su utilización en la caracterización, aceptación de residuos y evaluación de impacto radiológico.

- **Elaboración de bases de datos de parámetros de transporte (TR) y adsorción (ADS) para radionucleidos RBMA/RBBA**

Se tratará de determinar los coeficientes de difusión y de distribución para H-3 y Cs-137 de morteros tipo Cabril, pero con diferentes cenizas y plastificantes empleados en su composición. El hormigón empleado en C.A. El Cabril con el nuevo plastificante será igualmente analizado. Finalmente, las arcillas de las capas de cobertura serán objeto de análisis de transporte de radionucleidos.

Otro tema de interés identificado es:

- **Identificación de la especiación química (ESP) para residuos RBMA y RBBA en función de condiciones de pH y redox**

5.1.4. Área 2. Tecnología y procesos de tratamiento y acondicionamiento, y desmantelamiento

Los proyectos clasificados en este grupo tienen por objetivo el mejorar el grado de conocimiento y las capacidades tecnológicas de las acciones que Enresa y/o los productores han de ejercer sobre los residuos radiactivos antes de ser almacenados.

5.1.4.1. Línea 2.1. Tratamiento

Por tratamiento se entiende a aquellas actividades con las que conseguir que los residuos queden contenidos en matrices o adquieran unas características que cumplan con los requisitos de aceptación de la instalación de almacenamiento de destino.

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de la Línea 2.1 con actividades en el horizonte del Plan 2019-2023:

- **Impermeabilización de grafito irradiado y optimización del tratamiento térmico, septiembre 2016-marzo 2019, (Ficha 1.2.08.)**

Los actuales Criterios de Aceptación de RBMA impiden que el grafito sea almacenado en el C.A. El Cabril debido a la actividad del C-14, que excede el límite total de inventario de dicho radionucleido. Otros criterios, tales como la lixiviación, reacción exotérmica, la compatibilidad de la fase mortero-grafito, es necesario que se cumplan en un futuro próximo para solicitar su almacenamiento en esta instalación, una vez que el C-14 se haya reducido.

Por ello se investigaron dos nuevos métodos y rutas innovadoras para crear una nueva opción de gestión del residuo de grafito irradiado:

- El primer método ha consistido en un tratamiento térmico especial del grafito irradiado que permitirá la separación del C-14 sin afectar al resto del mismo.
- El segundo método se ha basado en la conversión del grafito en un material impermeable (IGM) utilizando un conglomerante inorgánico estable de larga duración. El uso del conglomerante inorgánico estable provoca que el material resultante sea homogéneo y sin apenas porosidad, impidiendo que un daño mecánico vuelva a abrir el sistema poroso. (Figura 5-12).

La aplicación principal de estos métodos ya se ha demostrado a escala de laboratorio. La aplicabilidad con grafito irradiado debe ser realizada a escala de laboratorio antes de su realización a escala industrial.

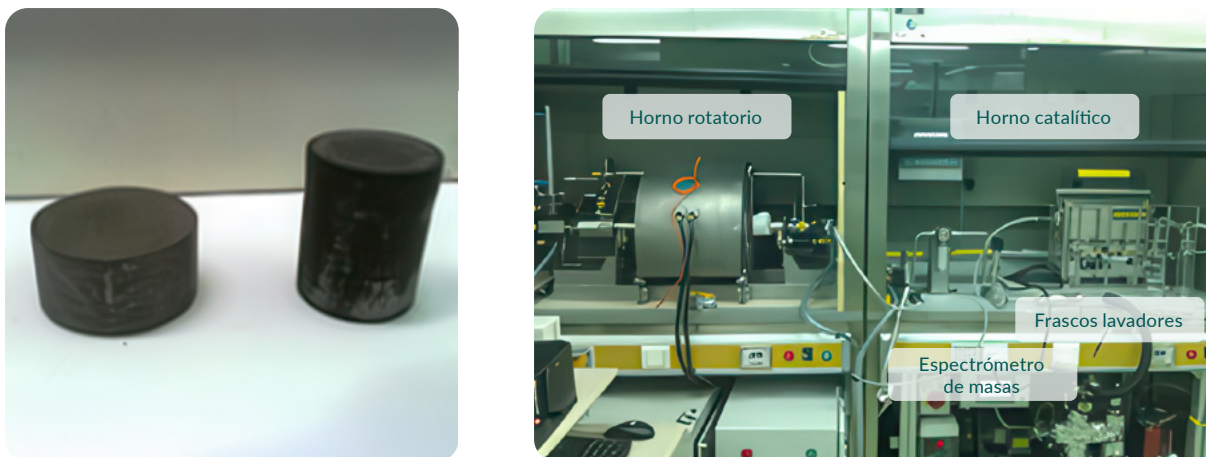


Figura 5-12: Grafito impermeabilizado (IGM) (izquierda) y esquema de la instalación para tratamiento térmico (derecha)

- **Ensayos de acondicionamiento y tratamiento de grafito irradiado para su almacenamiento en celdas del C.A. El Cabril, enero 2020 -abril 2024, (Ficha 2.1.07.)**

Los procesos de caracterización y aceptación necesarios para llevar a cabo la gestión y posterior almacenamiento definitivo en celdas de los residuos radiactivos procedentes de todas las instalaciones nucleares y radiactivas españolas requieren determinar el cumplimiento de los Criterios de Aceptación para cada uno de los bultos a almacenar en el C.A. El Cabril. Actualmente, el grafito irradiado de Vandellós I de las camisas tiene una modalidad de gestión Nivel 3, sin aceptación en celdas, debido fundamentalmente al alto contenido en C-14.

Para pasar a un modo de gestión Nivel 2, con gestión definida, es necesario analizar el cumplimiento con los Criterios de Aceptación específicos del C.A. El Cabril. De dicho análisis resulta:

- **Inventario radiológico de C-14:** el inventario de C-14 es superado, por lo que se han de analizar posibles vías de descontaminación selectiva al respecto.
- **Liberación exotérmica de energía:** la energía producida por la irradiación del grafito ha sido ya liberada, al haberse alcanzado temperaturas de 400°C en la fase de operación de Vandellós I.
- **Lixiviación de H-3 y C-14:** se ha observado la existencia de una cantidad fácilmente lixiviable tanto de H-3 como de C-14. No se conoce la fracción lábil de estos isótopos en el grafito de Vandellós I; será necesario estudiar este aspecto.
- **Propiedades mecánicas:** los bloques de grafito del apilamiento cumplen con las propiedades mecánicas exigibles y se podrán tener diferentes formas para su almacenamiento. Este criterio no es aplicable para el grafito de las camisas, ya que éste se encuentra triturado.
- **Optimización de volumen:** los 220 contenedores con las camisas trituradas de grafito tienen una densidad aparente de 0,7 g/cm³, mientras que la densidad del grafito es de 1,8 g/cm³, por lo que existe posibilidad de mejora en la optimización de volumen de residuo. El grafito del apilamiento tiene los huecos propios donde iban las camisas, por lo que igualmente existe posibilidad de mejora.

Atendiendo a estos resultados, para que el grafito irradiado de Vandellós I pase a un modo de gestión Nivel 2, es necesario su tratamiento con los objetivos siguientes:

- Reducción del inventario (principalmente C-14).
- Optimización del volumen.
- Reducción de la tasa de liberación de la fracción lábil del grafito.

Para ello es obligado la realización de ensayos encaminados a hacer viable la gestión del grafito irradiado en el C.A. El Cabril, ensayos de tratamiento para tratar de descontaminar el grafito de manera selectiva y de acondicionamiento compatible con los criterios de aceptación vigentes. (Figura 5-13).

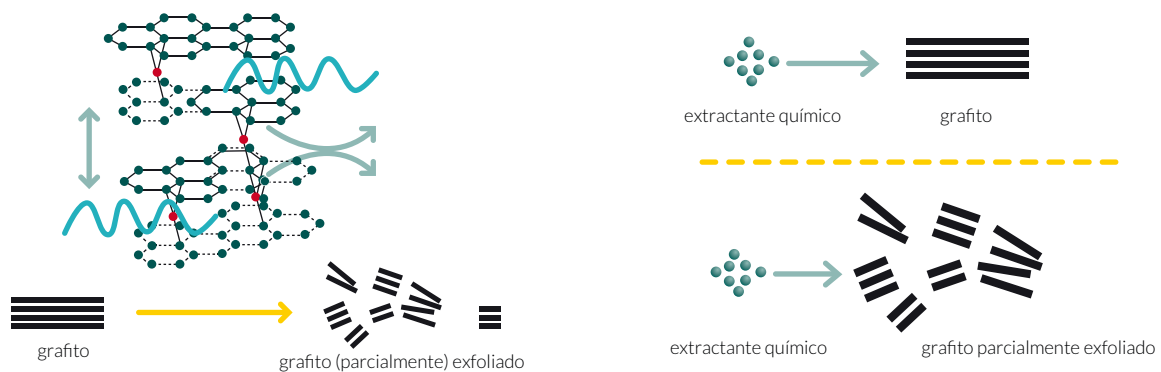


Figura 5-13: Tratamiento de grafito irradiado

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 2.1 en el horizonte del 9º Plan de I+D:

- **Impermeabilización de grafito irradiado y optimización del tratamiento térmico**

Se completarán proyectos anteriores y se complementará con un nuevo proyecto que desarrolle las metodologías de caracterización de H-3 y C-14.

- **Continuación de ensayos de acondicionamiento y tratamiento de grafito irradiado para su almacenamiento en celdas del C.A. El Cabril**

Se analizará el comportamiento de hormigones cuyos áridos son el grafito triturado, analizando las propiedades mecánicas y de lixiviación. Adicionalmente se estudiará la incorporación de grafito en geopolímeros, igualmente desde el punto de vista mecánico y de liberación de radionucleidos. Finalmente se analizará el escalado a mayor escala que la de laboratorio con vistas a su implementación industrial en la fase 3 del desmantelamiento de Vandellós I.

- **Estudio de nuevos materiales para la eliminación del componente orgánico mediante su inmovilización con resinas de intercambio iónico, con geopolímeros, análisis de propiedades mecánicas, lixiviación y durabilidad**

5.1.4.2. Línea 2.2. Descontaminación (optimización)

En el presente Plan se incluyen como actividades de descontaminación aquellas que permiten desclasificar o reducir la radiotoxicidad de residuos radiactivos. Ello tiene como consecuencia la optimización de recursos, pues implica generalmente la disminución del volumen de residuos de mayor actividad.

La descontaminación de terrenos se ha incluido en este Plan dentro del área 4.

En el horizonte del 8º Plan de I+D, no se han realizado ningún proyecto de la Línea 2.2.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, el siguiente proyecto de interés de la Línea 2.2 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Desarrollo de nuevas tecnologías para la descontaminación de cápsulas en seco**

Este proyecto tiene por objeto el estudio de los avances tecnológicos en materia de descontaminación de superficies metálicas para su aplicación a cápsulas de almacenamiento en seco. Si bien, a priori, se considera que los niveles de contaminación ambiental en una instalación de almacenamiento en seco no deberían exigir la descontaminación superficial de una cápsula en profundidad, pudiéndose recurrir a una limpieza en seco mediante paños, el estudio de tecnologías alternativas para una descontaminación más intensa podría ser de interés.

5.1.4.3. Línea 2.3. Desmantelamiento

La experiencia del desmantelamiento de Vandellós I dio origen a numerosos proyectos de I+D cuyos objetivos fueron desarrollar mejores métodos de trabajo, consolidación del conocimiento adquirido y estudios de procesos aún no resueltos como es la gestión del grafito irradiado, o descontaminación de terrenos. El Centro Tecnológico Mestral que Enresa creó en Vandellós I fue el punto de discusión y forjado de nuevos proyectos. Los resultados de estos proyectos han tenido aplicación en PIMIC y en la CN José Cabrera, y los tendrán en futuros desmantelamientos de instalaciones nucleares.

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de la Línea 2.3 con actividades en el horizonte del 8º Plan I+D 2019-2023:

- **Estudio de la corrosividad y estanqueidad de la atmósfera del cajón de Vandellós I, noviembre 2002-julio 2025, (Ficha 2.3.13.)**

El objeto de este proyecto es realizar un estudio de la corrosividad de la atmósfera interna del cajón de la instalación nuclear Vandellós I durante el periodo de latencia. El estudio fue iniciado en 2002 con la instalación de dispositivos experimentales en tres pozos para seguimiento de la corrosividad mediante los métodos gravimétrico y de resistencia eléctrica. Los sensores se han renovado varias veces y ha habido renovación parcial de probetas metálicas. Las próximas retiradas de probetas se realizarán en 2025 y 2030 y se emplazarán nuevas en 2025 (Figura 5-14).

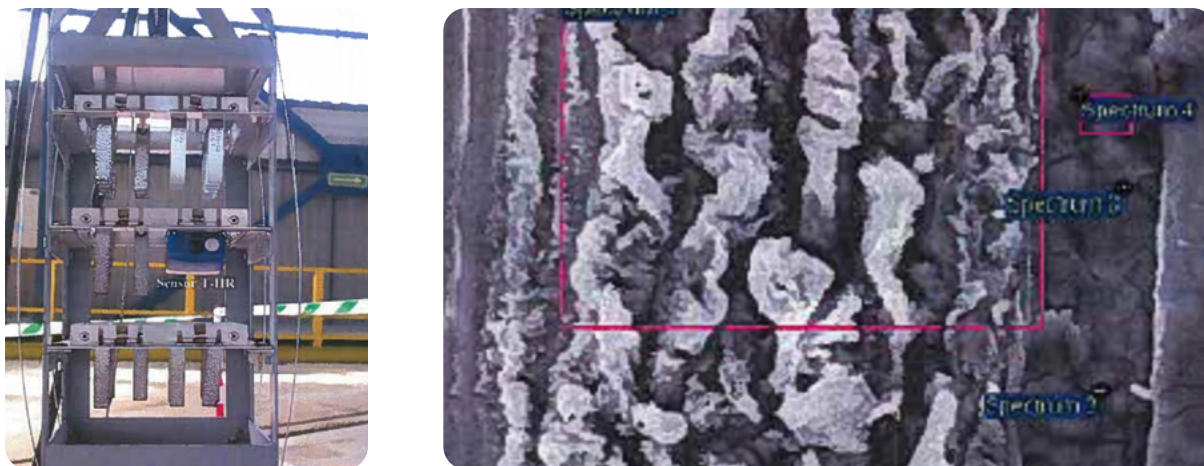


Figura 5-14: *Probetas para el estudio de la corrosividad en el interior del cajón de Vandellós I; probeta expuesta a la corrosión durante 5 años aumentada 2500 veces*

- Participación en “Análisis de investigación necesaria para desmantelamientos basado en los agentes interesados” (SHARE Project), junio 2019-marzo 2022, (EURATOM) (Ficha 2.3.26.)

Como precursor del establecimiento de un marco para la colaboración en actividades de investigación relacionadas con desmantelamientos, el consorcio SHARE ha proporcionado una hoja de ruta para plantear una investigación conjunta sobre desmantelamientos en un futuro próximo. Se ha elaborado por las partes interesadas, a fin de mejorar la seguridad, reducir costes y minimizar el impacto ambiental en desmantelamientos de instalaciones nucleares.

Los objetivos han sido:

- Objetivo 1: Desarrollar una metodología con que definir y priorizar las posibles actividades de colaboración necesarias en el campo de la investigación para el desmantelamiento a través de un proceso inclusivo que involucre a todos los actores relevantes.
- Objetivo 2: Identificar las necesidades de investigación para los desmantelamientos basándose en el análisis de la información recopilada de las partes interesadas.
- Objetivo 3: Identificar las técnicas y soluciones innovadoras existentes y emergentes para desmantelamientos empleadas en toda la industria nuclear para satisfacer las necesidades actuales y futuras.
- Objetivo 4: Proponer una hoja de ruta, e instrumentos para su implementación, para las actividades estratégicas de I + i dirigidas a mejorar la seguridad, la minimización del impacto ambiental y la reducción de costos de los proyectos de desmantelamiento.
- Objetivo 5: Realizar actividades de difusión y comunicación para presentar los resultados de la hoja de ruta a la comunidad mundial.

- Participación en “Plataforma basada en aplicaciones emergentes e interoperables para un proceso de desmantelamiento mejorado [Platform based on Emerging and Interoperable Applications for enhanced Decommissioning processES]” (PLEIADES Project), octubre 2020 – noviembre 2023, (EURATOM) (Ficha 2.3.27)

Este proyecto surge ante el creciente número de centrales nucleares y otros tipos de instalaciones nucleares que alcanzan o se acercan a la fase de desmantelamiento, lo que supone que las acciones de desmantelamiento y restauración sean un desafío y una prioridad internacional.

Hay tres cuestiones generales relacionadas:

- La protección de los trabajadores mediante la limitación de dosis,
- la protección del medio ambiente y,
- la gestión financiera, combinando la rentabilidad y el respeto de las regulaciones y los estrictos requisitos de seguridad.

Para abordar estos tres problemas, las soluciones innovadoras basadas en tecnologías emergentes pueden proporcionar herramientas eficientes para mejorar la planificación de I+D, la seguridad de las operaciones y la protección de los trabajadores (Figura 5-15).

PLEIADES ha tenido como objetivos:

- Desarrollar una nueva plataforma basada en un enfoque BIM para:
 - diseñar escenarios, mejorar la seguridad, minimizar la exposición a la radiación, optimizar los costos y la planificación, comunicar
 - “modelado multidimensional”, incluido el modelo 3D, tiempo, dosis, estudios de viabilidad, residuos y costes
 - 11 softwares emergentes proporcionados por el consorcio (TRL 5-7) capaz de intercambiar datos (interoperabilidad)
 - implementación en casos reales
- Desarrollar una metodología asociada e imponerla como estándar para establecer un proceso estandarizado para organizar los datos recopilados a lo largo del proyecto en conjuntos de datos (libros de códigos, instrucciones, convenciones de nomenclatura ...).
- Preparar la explotación comercial de la plataforma PLEIADES.

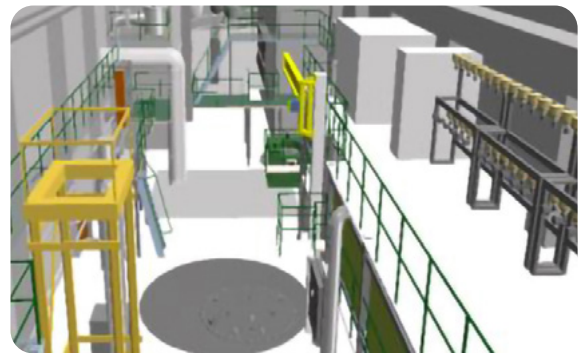
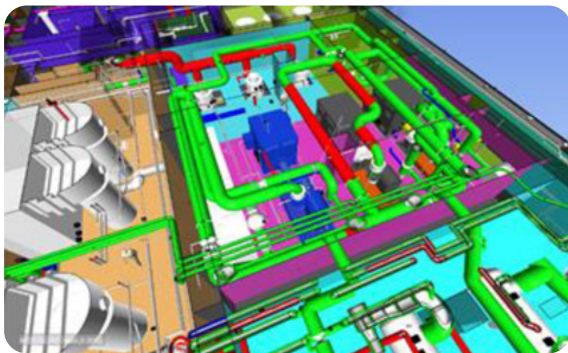


Figura 5-15: Modelo basado en el edificio de turbina de Garoña y modelo del reactor de investigación Halden

- **Participación en “INNOvative tools FOR dismantling of GRAPHite moderated nuclear reactors”, Inno4Graph, septiembre 2020 – octubre 2023, (EURATOM) (Ficha 2.3.28.)**

El proyecto Inno4graph, financiado con fondos comunitarios, ha desarrollado un conjunto de herramientas y métodos para las operaciones de desmantelamiento de reactores de grafito, tanto antes de las operaciones de desmantelamiento en sí (para la toma de decisiones y caracterización del grafito) como durante el desmantelamiento (para la extracción óptima del grafito). Las herramientas y métodos del proyecto se han puesto a prueba en un demostrador industrial para el desmantelamiento de los reactores de grafito en Chinon, Francia, inaugurado en 2022, lo que facilitará su adopción y un mayor desarrollo. La participación de los principales operadores europeos de reactores de grafito en el consorcio pondrá en marcha una era de excelencia en el campo del desmantelamiento de reactores de grafito. (Figura 5-16)

Los cinco objetivos científicos y técnicos planteados han sido:

- OB1: Desarrollar una herramienta de análisis de red de criterios múltiples que considere las necesidades de los desmanteladores y los requisitos reglamentarios, que respalde la elección de diferentes escenarios de desmantelamiento.
- OB2: Desarrollar y probar herramientas y modelos digitales y físicos para caracterizar las propiedades del grafito irradiado y pronosticar su comportamiento durante las operaciones de desmantelamiento.
- OB3: Desarrollar y probar herramientas para la extracción de ladrillos de grafito durante el desmantelamiento (recuperación, manipulación, acondicionamiento ...).
- OB4: Desarrollar un conjunto de herramientas para evaluar, optimizar y calificar las herramientas operativas de desmantelamiento y el escenario final.
- OB5: Generar nuevos modelos 3D para evaluar diferentes escenarios de desmantelamiento de reactores de grafito en términos de costos y seguridad.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 2.3 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Estudios de corrosividad del interior del cajón de Vandellós I**

Se continuará realizando el seguimiento de la corrosividad de la atmósfera interna del cajón del reactor, en cumplimiento del Plan de Vigilancia de la CN Vandellós I.



Figura 5-16: Modelo 3D del cajón del reactor de Vandellós I y maquetas del apilamiento de grafito en el demostrador industrial

- Participación en el proyecto europeo Inno4graph 2 de la Comisión Europea para el periodo 2024-2027

En Inno4graph 2 se profundizará en el desarrollo de:

- Nuevas herramientas de extracción del grafito del apilamiento.
- Implementación de la Inteligencia Artificial, machine Learning, realidad aumentada para procesos de formación y desmantelamiento.
- Acondicionamiento de grafito y su gestión para almacenamiento temporal y definitivo
- Análisis de las vías de gestión, criterios de aceptación específicos para el grafito.

5.1.4.4. Línea 2.4. Inmovilización

No se han desarrollado proyectos de I+D de esta línea en el horizonte del 8º Plan de I+D.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 2.4 en el horizonte de 9º Plan I+D:

- Participación en Work Package (WP) 6de EURAD-2 “Sustainable Treatment and Immobilization of Challenging Waste” (STREAM)

El objeto del proyecto es estudiar:

- Nuevos procesos de acondicionamiento de matrices.
- Nuevos materiales en sustitución del cemento, como los geopolímeros o conglomerantes activados en medios alcalinos.

- Cementos de baja huella de carbono.
- Análisis de los criterios de aceptación.
- Análisis del coste económico y ambiental, huella de carbono.
- **Desarrollo de nuevas matrices para acondicionamiento de residuos RBMA y RBBA**

Consistirá en el diseño para acondicionamiento y su validación mediante ensayos (verificación del cumplimiento de criterios de aceptación).

- **Participación en Work Package (WP) 7 de EURAD-2: “Long term performance of waste matrices” (L’OPERA)**

El objeto del proyecto es estudiar:

- Comportamiento a largo plazo de las nuevas matrices desarrolladas en STREAM.
- Parámetros que influyen en la durabilidad.
- Estudios de lixiviación de nuevas matrices.

Otro tema de interés identificado es:

- **Estudio de nuevos materiales para inmovilización de resinas**

5.1.4.5. Línea 2.5. Tecnologías auxiliares

No hay actividades ni realizadas ni previstas.

5.1.4.6. Seguimiento de otras tecnologías: Líneas 2.6 Separación y 2.7 Transmutación

Las actividades de separación (2.6) y transmutación (2.7) son dos líneas que se han tenido en cuenta en los últimos cuatro Planes de I+D de Enresa.

Las actividades de separación son previas e indispensables para poder realizar la transmutación de residuos de alta actividad. Enresa ha abordado proyectos de I+D directamente asociados a los trabajos de transmutación al objeto de disponer de información del alcance real de las nuevas tecnologías de separación, tanto hidrometalúrgica como pirometalúrgica.

En cuanto a la transmutación, aunque no es una opción de gestión del combustible gastado, sobre todo para los combustibles ya existentes, su viabilidad industrial daría lugar a la necesidad de gestión de combustible gastado de características muy distintas a las actuales y para las que habría que implantar sistemas de gestión.

Las actividades de I+D en estos dos campos tienen por objeto disponer de equipos de investigación que den soporte a Enresa para la gestión de residuos que puedan generarse fruto de estas tecnologías. En España, Ciemat participa sistemáticamente de manera activa en actividades de separación y transmutación, incluyendo la participación en proyectos de programas de investigación europeos.

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de las Líneas 2.6 y 2.7 con actividades en el horizonte del 8º Plan I+D 2019-2023:

- **Estudio y evaluación de la sostenibilidad de los procesos de separación hidrometalúrgica de radionucleidos de vida larga, octubre 2016 – octubre 2020, (Ficha 2.6.02)**

El objetivo del proyecto fue estudiar y evaluar la viabilidad de la implantación de los sistemas de extracción conocidos con por los nombres r-SANEX, i-SANEX y GANEX, basados directa o indirectamente en una serie de moléculas específicas para separación denominadas DGA's, desde el punto de vista de su resistencia a medios fuertemente ácidos y a la radiación. (Figura 5-17). Los factores críticos que determinan la sostenibilidad de procesos de separación considerados fueron:

- Aparición de comportamientos indeseados en el sistema, asociados a la degradación hidrolítica y radiolítica (pobre separación de fases, formación tercera fase o precipitados, disminución de la selectividad).
- Extrapolación de volúmenes.
- Evaluación de la operación a largo plazo.
- Seguridad de los procesos de extracción de radionucleidos en continuo.

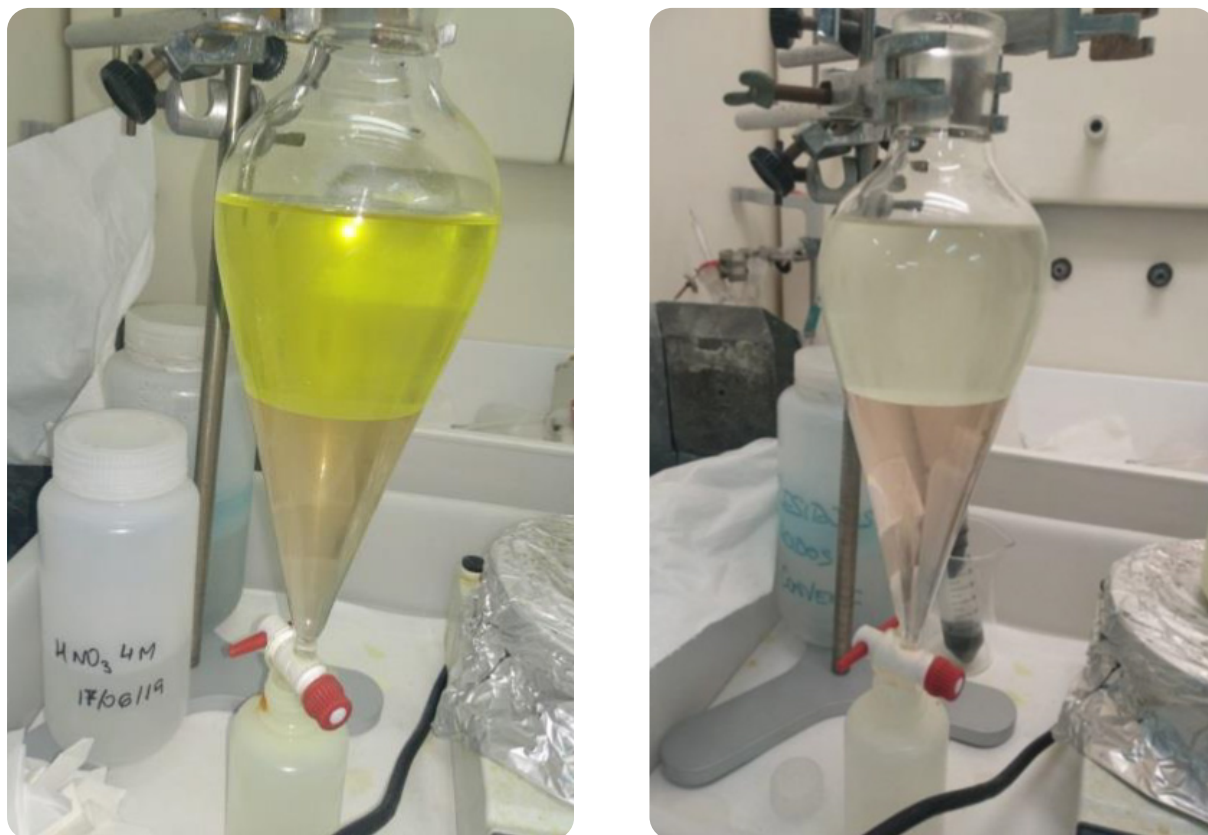


Figura 5-17: Separación de $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ por decantación. Cambio de color de las fases en función de la cantidad de uranio que queda en ellas

- **Estudios avanzados para al desarrollo de procesos de separación, retención y conversión (ESASERC), mayo 2023-mayo 2027, (Ficha 2.6.03)**

En mayo de 2023 se ha formalizado un nuevo proyecto denominado “Estudios avanzados para al desarrollo de procesos de separación, retención y conversión” (ESASERC) que sigue la misma línea de proyectos anteriores.

Dentro del contexto de colaboración internacional para la demostración de los diferentes escenarios de reprocesado que se plantean, los retos actuales más importantes son: la separación conjunta del grupo de los actínidos (Pu, Am, Cm, Np), la separación de Am y Cm; la separación/retención de productos de fisión (PF) de vida media/larga (Cs, Tc, Sr, I, etc.); la predicción a largo plazo de la viabilidad de los sistemas de extracción diseñados; el estudio de los gases generados y residuos secundarios.

La demostración técnica de estos procesos implica implementar metodologías de estudio cada vez más avanzadas que permitan una comprensión profunda de los procesos que tienen lugar y sus limitaciones. En este sentido, este proyecto busca profundizar en: los estudios de optimización y validación de los procesos de separación por vía húmeda de actínidos minoritarios (AM) más relevantes en el marco europeo actual; en nuevas estrategias de separación de aquellos PF de vida media/larga que pueden suponer una problemática adicional a lo largo del ciclo; y en los estudios de la compatibilidad de estos procesos de separación con las tecnologías de conversión en nuevos combustibles o blancos de transmutación.

- **Transmutación de radionucleidos de vida larga como soporte a la gestión de residuos radiactivos de alta actividad, diciembre 2016 – diciembre 2019, (Ficha 2.7.03)**

Este proyecto de transmutación incluyó las siguientes sublíneas de actividad:

- Evaluación y optimización de ciclos avanzados del combustible nuclear que puedan afectar a la gestión de residuos, con particular atención a aquellos que incluyen Separación y Transmutación de radionucleidos de vida larga.
 - Mejora y validación de los códigos de simulación de ciclos avanzados del combustible y de sistemas nucleares dedicados a la transmutación.
 - Participación en experimentos de medida y evaluación de datos nucleares para transmutación, tanto para el sistema transmutador como para el ciclo de combustible.
 - Participación en experimentos en sistemas nucleares, para estudiar la viabilidad de los sistemas transmutadores y en qué influye su física e ingeniería en la gestión de residuos.
 - Participación en los Foros Internacionales (OIEA, NEA/OCDE, Programas Marco de la UE, ISTC etc.) en donde se discutan posibles estrategias de Separación y Transmutación.
 - Coordinación de la colaboración de otros grupos de investigación nacionales, seleccionados de mutuo acuerdo, para el desarrollo de los objetivos anteriores.
- **Tecnologías disponibles para la transmutación de radionucleidos de vida larga, mayo 2023-mayo 2027, (Ficha 2.7.04.)**

En mayo de 2023 se ha formalizado un nuevo proyecto de I+D denominado “Tecnologías disponibles para la transmutación de radionucleidos de vida larga” con Ciemat continuista de los proyectos de transmutación anteriores.

El objetivo de este proyecto es desarrollar un proyecto de investigación sobre las tecnologías potencialmente disponibles para la Transmutación de Radionucleidos de Vida Larga, con el fin de evaluar su aplicabilidad como soporte a la gestión avanzada de residuos radiactivos de alta actividad.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de las Líneas 2.6 y 2.7 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Continuación de los procesos de Separación de Radionucleidos de Vida Larga. Viabilidad Industrial (IRAA)**

Proyecto para Separación continuista del proyecto en curso.

- **Continuación de los estudios de transmutación aplicada a la gestión de RAA (IRAA)**

Proyecto para Transmutación, continuista del proyecto en curso.

5.1.5. Área 3. Materiales y sistemas de confinamiento

El grupo de proyectos incluidos en esta área tratan de las propiedades y comportamiento de los elementos constituyentes de las barreras interpuestas entre el residuo radiactivo y la biosfera. Se trata de aumentar y mejorar el conocimiento y tecnología asociada considerando cada elemento de las barreras de ingeniería, tanto individuales, como en conjunto (Figura 5-18, Figura 5-19). Se incluye en este grupo la monitorización de los mismos.

Se consideran las siguientes líneas de actuación:

- Línea 3.1. Caracterización y comportamiento de materiales.
- Línea 3.2. Comportamiento de sistemas de confinamiento.
- Línea 3.3. Tecnologías y sistemas de almacenamiento.
- Línea 3.4. Monitorización de materiales y sistemas de confinamiento.

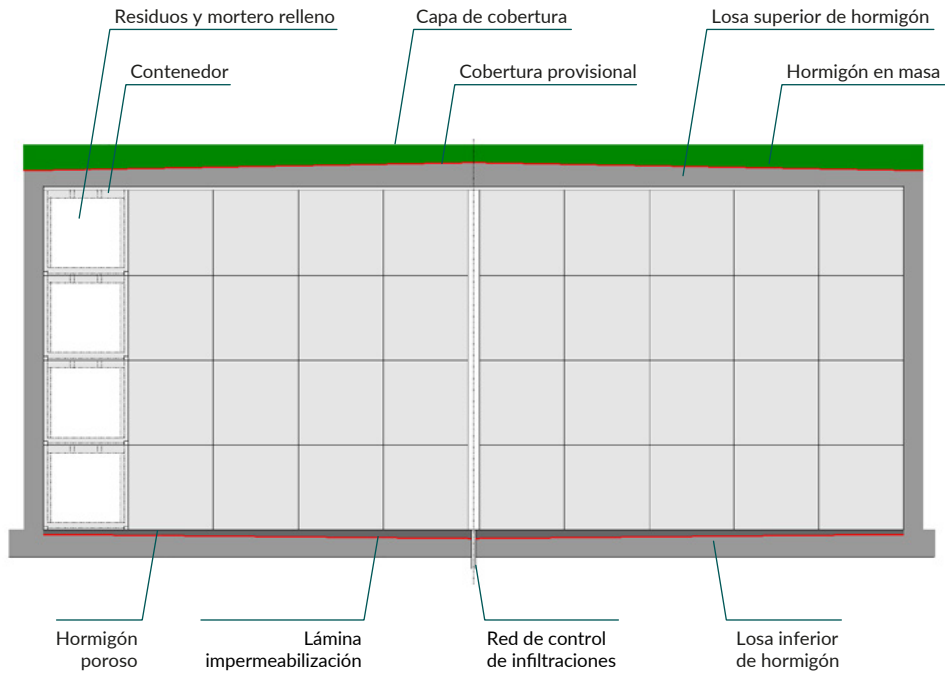


Figura 5-18: Barreras de ingeniería en el C.A. El Cabril

5.1.5.1. Línea 3.1. Caracterización y comportamiento de materiales de barrera

Las actividades de I+D en el área de caracterización y comportamiento de materiales es muy relevante. Se ha focalizado en materiales de base hormigón, metales, arcillas y constituye una línea fundamental de generación de conocimientos y tecnologías directamente aplicables a todo tipo de almacenamiento.

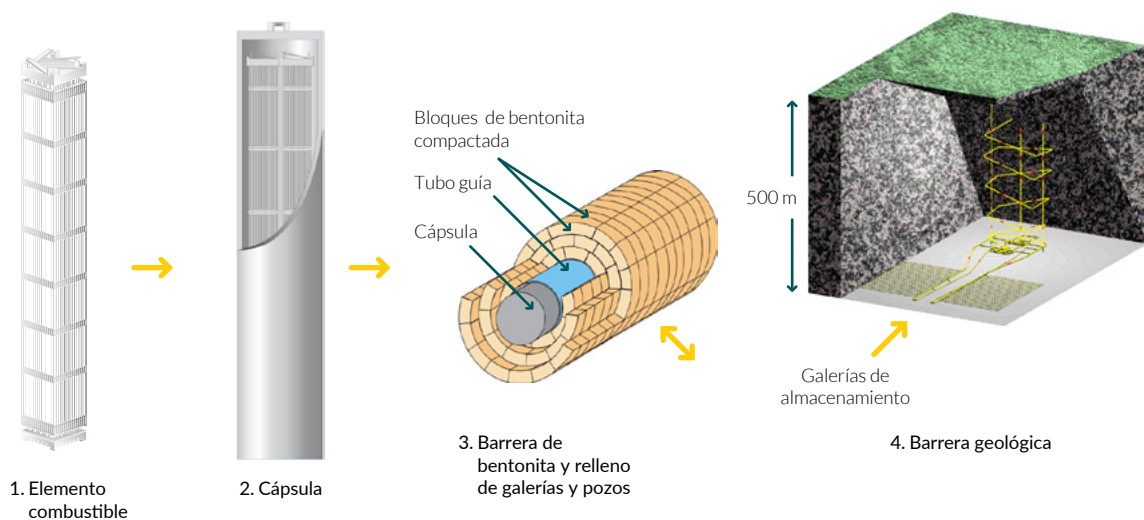


Figura 5-19: Barreras de ingeniería en un AGP construido en un macizo granítico

Actividades realizadas

Los proyectos que han tenido como objeto el estudio de arcillas, naturales o procesadas, y otros materiales naturales presentes en los emplazamientos de Enresa en el horizonte de 8º Plan I+D 2019-2023, han sido:

- **Participación en “Clay Club: IGSC Working Group on the Characterization, the Understanding and the Performance of Argillaceous Rocks as Repository Host Formations”, enero 2012 – en curso, (NEA) (Ficha 3.1.17.)**

Dado que, por un lado, un grupo numeroso de países de la NEA consideran a las formaciones arcillosas para albergar un almacén definitivo y seguro de residuos radiactivos, tanto en superficie (RBMA) como en profundidad (RAA), y, por otro, las arcillas son también una parte importante de las barreras de ingeniería, en 1990 la NEA estableció un grupo de trabajo sobre medios arcillosos denominado “Clay Club”. Estos materiales tienen propiedades genéricas muy favorables: homogeneidad, bajo flujo de agua subterránea, capacidad de tamponamiento químico, propensión a deformaciones plásticas y al autosellado de fracturas, y finalmente una alta capacidad para retardar la migración física y química de los radionúclidos. En el grupo de trabajo se consideran para su estudio todas las arcillas de referencia de los diversos países participantes, y se realizan trabajos de caracterización y de modelización. Enresa participa en este grupo.

- **Caracterización termo-hidro-mecánica y geoquímica de materiales empleados en almacenamientos de residuos radiactivos, diciembre 2015– diciembre 2020, (Ficha 3.1.20)**

El objeto del proyecto ha sido investigar sobre la caracterización y evolución de las propiedades térmicas, mecánicas, hidráulicas y geoquímicas de materiales utilizados como barrera de ingeniería o como sustrato geológico de instalaciones relacionadas con el almacenamiento de residuos radiactivos, tanto de baja, como de alta actividad.

El programa de trabajo estuvo encaminado a profundizar en la comprensión de los procesos que tienen lugar en las barreras naturales y de ingeniería de sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos y a caracterizar la evolución de estos materiales (bentonitas, hormigones y argilitas). Se estudió, además, el sustrato geológico de instalaciones relacionadas con el almacenamiento de residuos, determinándose los parámetros necesarios para modelizar su comportamiento y su respuesta frente a la migración de radionucleidos.

El Plan de trabajo consistió en la caracterización termo-hidro-mecánica y geoquímica del sustrato geológico del potencial emplazamiento del Almacén Temporal Centralizado (ATC) de Villar de Cañas (Figura 5-20), ya descartado; en el estudio de los procesos que tienen lugar en la interfase hormigón/bentonita, en la que se incluyen trabajos relacionados con el proyecto CEBAMA que se realizó en el marco de H2020 de la UE; el estudio en ensayos de laboratorio del comportamiento a largo de plazo de la bentonita en condiciones del almacenamiento, en el contexto de proyectos financiados por la UE; y trabajos en argilitas utilizadas como roca almacén (Opalinus, Ypresian) en diferentes laboratorios subterráneos europeos (Figura 5-20).

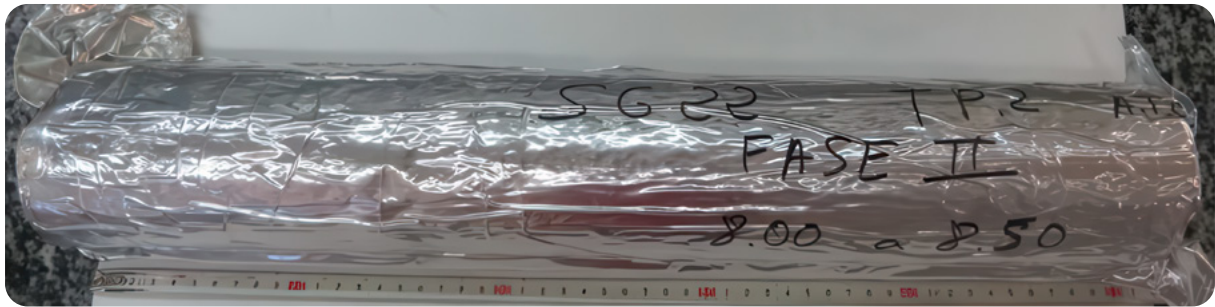


Figura 5-20: Testigos de sondeos perforados en Villar de Cañas preparados para su envío al laboratorio

- **Caracterización y estudio de durabilidad de las barreras de ingeniería en almacenamientos de RBMA, febrero 2020 – febrero 2025, (Ficha 3.1.21.)**

El objeto del proyecto es la caracterización y estudio de durabilidad de las barreras de ingeniería en almacenamientos de residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA).

Para ello, se pretenden describir las actividades a realizar por el servicio especializado en corrosión en armaduras y seguridad estructural para la caracterización y estudio de durabilidad de las barreras de ingeniería en almacenamientos de residuos radiactivos.

El plan de trabajo consiste en el desarrollo de estudios de durabilidad de hormigones, morteros y sus componentes, estudio de la corrosión de armaduras, y mejoras y caracterización de hormigones y morteros.

- **Estudio experimental para el análisis del comportamiento tecnológico de elementos singulares de hormigón, mayo 2019 – mayo 2022, (Ficha 3.1.23.)**

En este proyecto se planteó un estudio teórico-experimental que permitiera conseguir los siguientes objetivos generales:

- Desarrollo de procedimientos constructivos para los elementos de hormigón más significativos desde el punto de vista tecnológico y estructural.
- Desarrollo de sistemas de inspección y control de la conformidad de la ejecución de elementos constructivos de hormigón para instalaciones nucleares.
- Análisis del comportamiento estructural, especialmente a edades tempranas, de hormigones de uso potencial en instalaciones nucleares al objeto de minimizar la probabilidad de fisuración de los mismos.

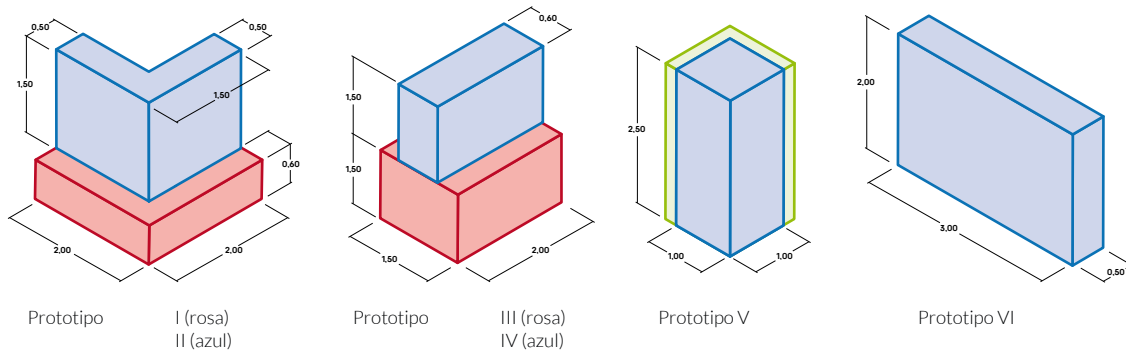


Figura 5-21: Elementos estructurales más característicos estudiados

En síntesis, los estudios abordados (Figura 5-21) permitieron obtener resultados sobre:

- Comportamiento a edades tempranas.
 - Se validaron distintas dosificaciones de hormigón
 - Se identificó y comprobó, experimental y numéricamente, un procedimiento que permite el control de la fisuración a edades tempranas
 - Se estudiaron distintos procedimientos constructivos, para los elementos más característicos de las instalaciones estudiadas
- Condiciones de servicio debidas a deformaciones impuestas, reológicas y temperatura, y a acciones gravitatorias.
 - Se puso de manifiesto que, en proyecto, el estudio de las condiciones de servicio no puede abordarse con un análisis lineal.
 - Se demostró que hay fenómenos importantes que no pueden despreciarse (Beam growth, desrigidización de los elementos estructurales debidos a la fisuración, etc).
 - Se mostraron cálculos no lineales que permiten considerar este tipo de fenómenos.

- Estudio de diseño de hormigones autonivelantes y autocompactantes para el C.A. El Cabril, noviembre 2020 – octubre 2023, (Ficha 3.1.24)

El objeto de este proyecto ha sido el estudio de diseño de hormigones autonivelantes y autocompactantes, fabricados con áridos de naturaleza caliza y adiciones minerales específicas, para su aplicación en el C.A. El Cabril.

El alcance de los trabajos a realizar incluye las siguientes fases de estudio: Estudio de caracterización y comportamiento mecánico de áridos de naturaleza caliza, para su aplicación en hormigones autocompactantes y autonivelantes (HAC y HAN); Estudio de idoneidad de diferentes cenizas volantes de térmicas y polvo de humo de sílice para la fabricación de HAC y HAN; y Estudio de dosificaciones y propiedades de Hormigones Autocompactantes (HAC) y Autonivelantes (HAN), fabricados con CEM I y adiciones de cenizas volantes y humo de sílice, en los que se aportarán los áridos calizos seleccionados de los estudiados previamente.

- Caracterización termo-hidro-mecánica y geoquímica de materiales de confinamiento empleados en almacenamientos de residuos radiactivos (CAMBAR II), julio 2022 – julio 2026, (Ficha 3.1.26.)

El objeto de este proyecto de investigación es el estudio de la caracterización y evolución de las propiedades térmicas, mecánicas, hidráulicas y geoquímicas de materiales utilizados como barrera de ingeniería de instalaciones relacionadas con el almacenamiento geológico de residuos radiactivos de alta actividad.

En particular, se pretende evaluar cómo su funcionamiento se verá afectado a largo plazo, analizando de forma acoplada los procesos que tienen lugar en la barrera (térmicos, mecánicos, hidráulicos y geoquímicos), considerando las interacciones entre los diferentes materiales que constituyen un almacenamiento geológico profundo (AGP).

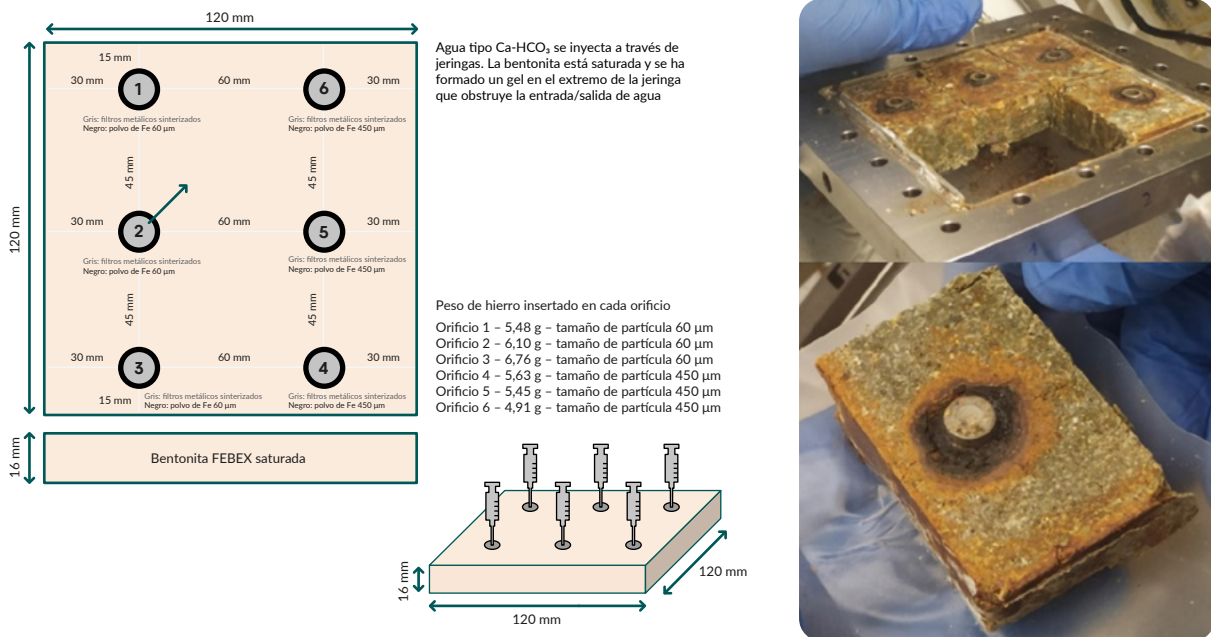


Figura 5-22: Esquema de la configuración y dimensiones de la celda FeMo (izquierda) y fotos del aspecto de la celda una vez desmantelada (derecha)

El programa de trabajo está encaminado a profundizar en la comprensión de los procesos que tienen lugar en las barreras de ingeniería de almacenamiento de residuos radiactivos y a caracterizar la evolución de estos materiales.

Se continuará la participación en los ensayos HE-E (calentamiento a 140 °C) y SW-A (sellado de un pozo) en el Laboratorio Subterráneo de Mont Terri (Suiza) y en el ensayo HotBENT en el Laboratorio Subterráneo de Grimsel (Suiza). Además, en el proyecto EURAD-2, se participará en ANCHORS, dedicado al estudio de los procesos ya mencionados en bentonita.

- **Caracterización de materiales de barrera (CARMA), octubre 2023-octubre 2027, (Ficha 3.1.27.)**

El objeto de este proyecto es la caracterización de materiales de barrera empleados en los sistemas de almacenamiento de los residuos radiactivos de baja y media actividad y de muy baja actividad. Estos materiales de barrera hacen referencia tanto a los morteros y hormigones y sus componentes, como a las arcillas. (Figura 5-23)

Dada su importancia como elementos constituyentes de las barreras interpuestas entre el residuo radiactivo y la biosfera, y por tanto el ser humano, es necesario profundizar en el conocimiento de la caracterización mineralógica y fisicoquímica y de las propiedades de transporte y retención, determinantes para asegurar el confinamiento de los radionucleidos o contaminantes en las condiciones y por el periodo establecido para la consecución de los objetivos de seguridad de un almacenamiento de residuos radiactivos.



Figura 5-23: Preparación del material para el ensayo en tierra y aspecto final del montaje

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 3.1 en el horizonte del 9º Plan de I+D:

- **Estimación de la temperatura en el hormigón a partir de los datos ambientales**

Desarrollo de actividades para estimar la temperatura máxima alcanzada en el hormigón debida a la radiación solar en dos emplazamientos, uno con clima oceánico, propio del norte de España y, específicamente, de la Instalación Nuclear Santa María de Garoña en Burgos; y otro con clima mediterráneo, propio del este de España y, característico de la Instalación Nuclear Vandellós I en Tarragona.

- **Estudio de durabilidad a largo plazo y comportamiento de hormigones sometidos a altas temperaturas**

Análisis del comportamiento de los hormigones sometidos a elevadas temperaturas, para el estudio de su comportamiento a largo plazo.

- **Estudio del comportamiento de nuevos materiales para cápsulas y barreras para AGP**

En los últimos años las agencias de gestión de residuos han incorporado el estudio de materiales de recubrimiento en las cápsulas AGP para mejorar su comportamiento en condiciones de repositorio. Dicho interés se ha plasmado en paquetes de trabajo específicos en los proyectos de EURATOM – EURAD y EURAD-2 (ConCorD, InCoManD, respectivamente). Se plantea un proyecto en temas de materiales para analizar mejoras en el comportamiento de la cápsula AGP de Enresa, fundamentalmente, teniendo en cuenta el ambiente del repositorio, tanto la roca alojante como su interacción con la bentonita. Se plantea, en concreto, un proyecto para aumentar el nivel de conocimiento sobre el cobre y las técnicas de aplicación como recubrimiento de las cápsulas de almacenamiento definitivo (AGP) en el que se van a contemplar aspectos relativos a la selección de las aleaciones de cobre más adecuadas, sus métodos de aplicabilidad de recubrimiento y su comportamiento en las condiciones de servicio previstas.

- **Servicio de caracterización y estudio de durabilidad de las barreras de ingeniería en almacenamientos de residuos radiactivos**

Caracterización y durabilidad de materiales de barreras de ingeniería RBMA/RBBA.

- **Investigación de indicadores de potencial reactividad de los áridos frente a los alcalís**

El objeto es la investigación de indicadores de potencial reactividad de los áridos frente a los alcalís para su aplicación en el C.A. El Cabril. El alcance incluye el acopio de áridos y materiales, ensayos de laboratorio, ensayos específicos por técnicas instrumentales de análisis y la creación de un modelo y un protocolo de análisis que sirva a Enresa como herramienta de predicción del comportamiento de los áridos.

- **Definición formulación de hormigones tipo Cabril que sean autonivelantes y autocompactantes**

Continuación del estudio de diseño de hormigones autonivelantes y autocompactantes, para su aplicación en el C.A. El Cabril.

- **Durabilidad de hormigones sometidos a irradiación y altas temperaturas. Desarrollo de nuevos morteros y hormigones para barreras de ingeniería. Desarrollo de hormigones de muy alta resistencia**

El alcance de los trabajos a realizar incluye las siguientes fases de estudio que se explican a continuación:

1. Estudio de caracterización y comportamiento mecánico de áridos de naturaleza caliza, para su aplicación en hormigones autocompactantes y autonivelantes (HAC y HAN).
2. Estudio de idoneidad de diferentes cenizas volantes de térmicas y polvo de humo de sílice para la fabricación de HAC y HAN.
3. Estudio de dosificaciones y propiedades de Hormigones Autocompactantes (HAC) y Autonivelantes (HAN), fabricados con CEM I y adiciones de cenizas volantes y humo de sílice, en los que se aportarán los áridos calizos seleccionados de los estudiados previamente.

- **Ensayos de caracterización de hormigón irradiado**

Durabilidad de hormigones sometidos a irradiación y altas temperaturas.

- **Ensayos de materiales: suelos, arcillas y aguas de capas de cobertura**

Se realizarán ensayos de laboratorio para la caracterización química, física, mecánica, hidráulica y térmica de los materiales que componen las capas de cobertura, tales como suelos, arenas, áridos gruesos, arcillas, aguas en contacto con estos materiales, etc.

Entre los parámetros de interés se encuentran la granulometría, conductividad térmica y capacidad calorífica, así como las curvas de succión y permeabilidad de dichos materiales. Los datos obtenidos servirán para alimentar los modelos numéricos de comportamiento hidráulico de la cobertura, así como para conocer las condiciones físico-químicas de los materiales y poder predecir su estabilidad en el tiempo y en contacto con el agua o con los otros materiales.

- **Caracterización de cubierta vegetal en coberturas**

Se pretende caracterizar la cubierta vegetal en coberturas y a futuro en la cobertura provisional a fin de conocer el tipo de vegetación que ha proliferado en la misma y poder realizar un mejor ajuste del balance hídrico de la cobertura (evapotranspiración, tasa de escorrentía e infiltración).

- **Participación en el grupo de trabajo de la OECD- NEA "Clay Club" 2024-2028**

Se continuará la participación en este grupo del que Enresa forma parte desde su creación en 1990.

- **Caracterización termo-hidro-mecánica y geoquímica de los materiales empleados en el almacenamiento de residuos radiactivos (CAMBAR 2)**

Como se ha mencionado (ficha 3.1.26), se continuará la participación en los ensayos HE-E (calentamiento a 140 °C) y SW-A (sellado de un pozo) en el Laboratorio Subterráneo de Mont Terri (Suiza) y en el ensayo HotBENT en el Laboratorio Subterráneo de Grimsel (Suiza). Además,

en el proyecto EURAD-2, se participará en ANCHORS, dedicado al estudio de los procesos THMC en bentonita, y cuya descripción se realiza a continuación.

- **Participación en el Work Package (WP) 12 de EURAD-2: “hydrAulic mechaNical CHemical evolution of bentONite for barrieRs optimiSation” (ANCHORS)**

El objetivo de este WP es aumentar el potencial de optimización de sistemas de barrera de bentonita: buffer, relleno y sellos, y la resiliencia del Safety Case:

- por cualificación del comportamiento hidromecánico (HM) de varios tipos de bentonita, tipos y mezclas a través de un programa experimental de laboratorio enfocado a la evaluación de la heterogeneidad, efectos químicos y fricción a diferentes escalas y
- por mejora de las herramientas numéricas necesarias para llevar a cabo la evaluación de comportamiento THMC de barreras de bentonita en un entorno de repositorio.

5.1.5.2. Línea 3.2. Comportamiento de sistemas de confinamiento

En esta línea se incluyen las actividades de I+D relacionadas con el diseño y verificación de barreras de ingeniería en tanto están conformadas por una combinación de diferentes materiales/barreras individuales. Las barreras geoquímicas aplicables en los sistemas de almacenamiento o en los sistemas de remodelación de áreas contaminadas son también objeto de esta línea de I+D.

Los proyectos en que se ha estado involucrado han estado relacionados con proyectos de colaboración internacional relacionados con laboratorios subterráneos (generalmente Mont Terri y Grimsel, ambos en Suiza) y con proyectos del Programa Marco H2020 y Horizonte Europa, y del OIEA.

A nivel nacional se ha trabajado en el desarrollo de materiales artificiales para la construcción de barreras geoquímicas para la retención de determinados radionucleidos.

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de la Línea 3.2 con actividades en el horizonte del 8º Plan I+D 2019-2023:

- **Participación de Enresa en el proyecto Mont Terri, 2016-en curso (Ficha 3.2.09.)**

El Proyecto Mont Terri, promovido en el contexto de un grupo de trabajo de la AEN/OCDE, es un foro en el que de una manera coordinada se promueven, discuten, plantean y se ejecutan actividades y proyectos de I+D, a escala internacional, relacionadas con la utilización de las formaciones geológicas arcillosas para la gestión de residuos radiactivos de alta actividad, de acuerdo con las necesidades e intereses de los miembros del consorcio. (Figura 5-24)

El consorcio está formado por 21 socios de 9 países bajo la dirección y gestión de Swisstopo (Oficina Federal Suiza de Topografía) que es quien negocia con las autoridades locales los permisos pertinentes, realiza las tareas de contratación de los diferentes grupos de investigación internacionales y factura a los socios del Consorcio los costes de participación.

Enresa ha desarrollado a través de su participación en el consorcio experiencia y tecnología en caracterización de medios arcillosos, que fueron inicialmente el soporte del desarrollo del diseño genérico y la evaluación de la seguridad del repositorio en arcilla de RAA para, posteriormente, aplicar parte de los métodos y tecnologías desarrollados en el C.A. El Cabril.

La participación en este consorcio tiene, por tanto, para Enresa gran importancia estratégica, además de para aplicación a sus proyectos actuales, en el futuro será de gran utilidad para la caracterización del almacén geológico profundo (AGP).

Se tiene acceso a todos los informes técnicos y datos generados en el Proyecto Mont Terri hasta la fecha, así como se asiste a una Reunión Técnica Anual donde se presentan los resultados más relevantes.

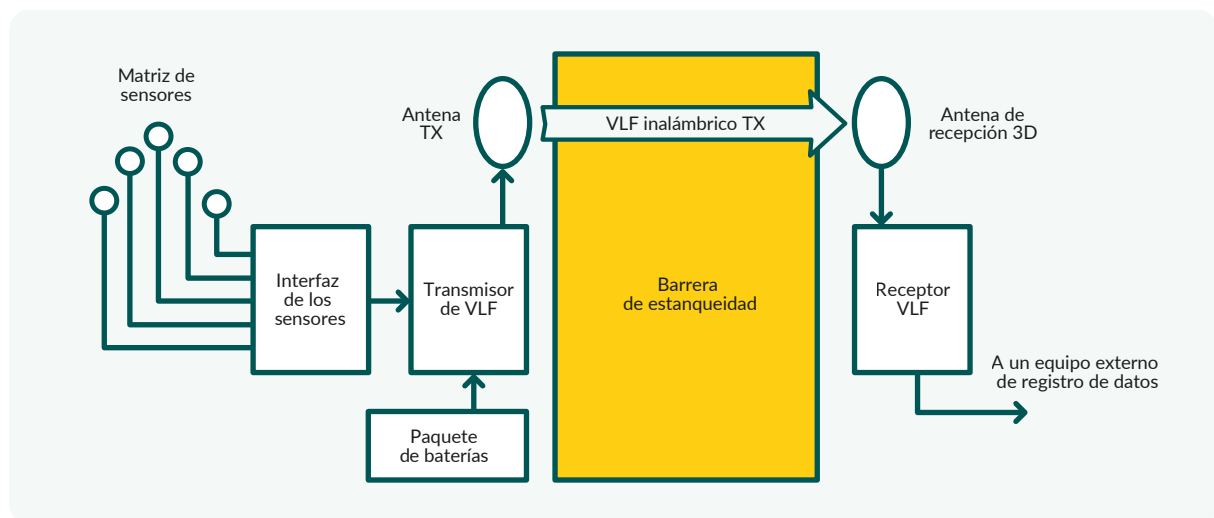


Figura 5-24: Esquema del proyecto WT "Wireless transmisión" que se realiza en el marco del proyecto Mont Terri

- Participación en el proyecto "Bentonite Mechanical Evolution", BEACON (EURATOM H2020, junio 2017-mayo 2021, (Euratom) (Ficha 3.2.11.)

La evaluación de la seguridad a largo plazo de un repositorio geológico debe basarse en un modelo robusto que tenga en cuenta la distribución espacial y temporal de las propiedades de la bentonita que son relevantes para la seguridad. Por lo tanto, el desarrollo de capacidades predictivas del comportamiento mecánico de las barreras de bentonita, de los tapones y del material de relleno de galerías es una necesidad común para todos los programas de gestión de residuos radiactivos que utilizan bentonita en uno o varios componentes del sistema de barrera de ingeniería.

El proyecto tuvo como objetivo el desarrollo de la comprensión de los procesos fundamentales que conducen a la homogeneización del material, así como a la mejora de las capacidades de modelización numérica. En evaluaciones anteriores del comportamiento a largo plazo de la bentonita de la barrera de ingeniería, se descuidó la evolución mecánica de la bentonita instalada y se asumió de manera optimista un estado final "ideal". Ahora que varios programas nacionales europeos están avanzando hacia la concesión de licencias, la construcción y la operación de repositorios, esta suposición ya no es suficiente (Figura 5-25:).

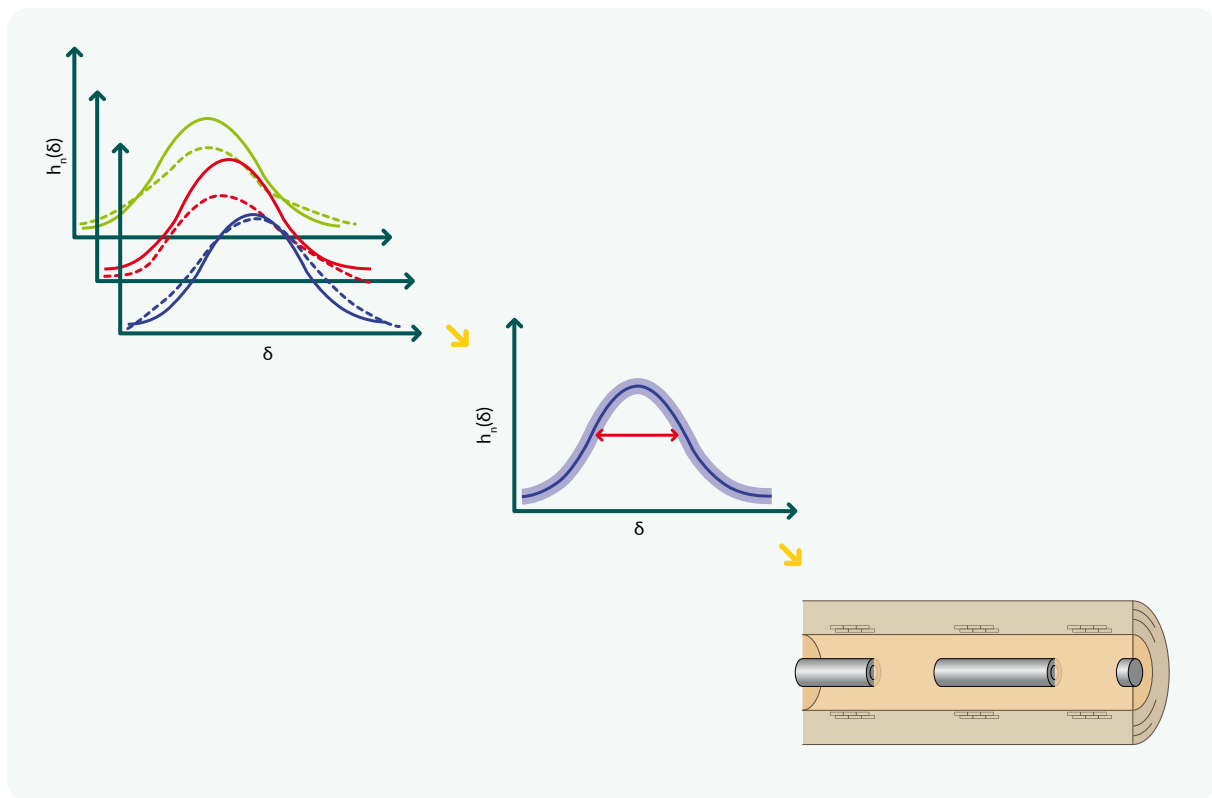


Figura 5-25: Concepto del proyecto BEACON, creación de un “término de variabilidad” de propiedades que utilizar en las modelaciones (Nagra)

Se desarrolló una base de datos de experimentos con bentonita que recopiló la información experimental disponible. Fue diseñada y completada como un esfuerzo colaborativo. Estaba compuesta por experimentos a diversas escalas (desde experimentos de laboratorio hasta experimentos de campo a gran escala), algunos de los cuales fueron diseñados específicamente para estudios de homogeneización de bentonita.

Se desarrollaron una serie de modelos constitutivos para abordar áreas de deficiencia en el modelado de la evolución mecánica de la bentonita. Los modelos abarcan una amplia gama de enfoques y pueden abordar una amplia combinación de condiciones de simulación que permiten reproducir características clave del comportamiento subyacente a los procesos de homogeneización.

Se llevaron a cabo una serie de experimentos de laboratorio para proporcionar datos de entrada y parámetros para el desarrollo y validación de modelos y reducir las incertidumbres sobre las condiciones y fenómenos que influyen en la homogeneización de la bentonita. Se investigó la homogeneización de un sistema de bentonita inicialmente no homogéneo y la persistencia o desarrollo de faltas de homogeneidad en un sistema de bentonita bajo diversas condiciones mecánicas e hidráulicas.

Además del trabajo de laboratorio, se estudiaron análogos naturales para sacar conclusiones sobre la evolución de los sistemas de bentonita a largo plazo. Los hallazgos demostraron que los sistemas de bentonita no saturados y no homogéneos tienden a evolucionar hacia sistemas más homogéneos. La velocidad de hidratación se identificó como un parámetro clave que afecta la homogeneización.

Se realizó la prueba y verificación de los modelos desarrollados frente a diferentes casos de evaluación a distintas escalas. Se seleccionaron tres grandes experimentos en Laboratorio Subterráneo para ser estudiados basándose en el criterio de ser relevantes para los conceptos de eliminación de los socios del proyecto, resaltar el papel de las heterogeneidades en los conceptos de eliminación de bentonita y estar bien descritos y desmantelados. Los experimentos seleccionados fueron:

- EB: experimento de Enresa de colocación de barreras de bentonita, realizado en una roca arcillosa en Mont Terri (Suiza).
- FEBEX: experimento de Enresa de barrera de ingeniería a gran escala, realizado en una roca cristalina en Grimsel (Suiza).
- CRT: ensayo de SKB de recuperación de contenedores, realizada en una roca cristalina en Äspö (Suecia).

Las pruebas a gran escala demostraron el progreso realizado durante el proyecto con las herramientas desarrolladas capaces de acercarse al estado final de los experimentos a pesar de adoptar un conjunto diverso de enfoques. Se identificaron aspectos del modelado para trabajos posteriores.

- **Participación en “Ageing Management Programmes for Spent Fuel Dry Storage Systems”, octubre 2017-octubre 2021, (OIEA) (Ficha 3.2.13.)**

El objetivo de este CRP fue desarrollar una base técnica y metodológica que permitiera guiar a los Estados Miembros sobre cómo generar un programa de gestión de vida para las instalaciones de almacenamiento en seco. Este trabajo se plasmó en un documento técnico (TecDoc).

El proyecto se organizó para desarrollar los siguientes temas principales:

- Metodologías para desarrollar un plan de gestión de vida;
- Lecciones aprendidas en el almacenamiento en seco de combustible gastado/desarrollo de AMP;
- Técnicas de supervisión e inspección de los sistemas de almacenamiento en seco;
- Metodologías para la identificación de las estructuras, sistemas y componentes;
- Metodologías para evaluar el impacto de las desviaciones de las condiciones normales de funcionamiento en las estructuras, sistemas y componentes;
- Técnicas de mitigación/repación;

Usando los Planes de Gestión de Vida existentes como referencia, se estableció una guía sobre cómo desarrollar, generar y mantener los programas de gestión del envejecimiento para los almacenamientos temporales en seco de combustible gastado de la manera más eficiente.

Se han estudiado diferentes tecnologías disponibles para el almacenamiento temporal en seco de combustible nuclear gastado. Se estableció una distinción entre contenedores y estructuras de almacenamiento y se han considerado también los materiales con que están fabricados (metales y/o hormigones).

- Participación en el proyecto “High Temperature Effects on Bentonite Buffers” (HotBENT) marzo 2019-marzo 2024, (NAGRA) (Ficha 3.2.14.)

(Información tomada de la web de Grimsel Test Site, <https://www.grimsel.com/gts-phase-vi/hot-bent-high-temperature-effects-on-bentonite-buffers/hotbent-introduction>)

HotBENT proporciona información y datos para la optimización del repositorio con respecto al diseño, el espacio, las estrategias de ubicación y los costes. El experimento tiene como objetivo evaluar las funciones de seguridad aceptadas actualmente mediante la investigación de los efectos de las altas temperaturas (superiores a 100 °C) en las barreras a base de bentonita (bloques y pellets) y sus funciones de seguridad.

El comportamiento de las barreras de bentonita en el rango de temperatura <100 °C está respaldado por una amplia base de conocimientos construida en laboratorio y experimentos in situ a gran escala. La caracterización de los parámetros de bentonita por encima de 100 °C es más escasa (especialmente para materiales granulados), aunque hasta aproximadamente 150 °C no se indican cambios significativos en las propiedades relevantes para la seguridad. Esa información es deseable para la optimización del repositorio con respecto al diseño, el espacio y los costes y para permitir más opciones con respecto a los períodos de tiempo de almacenamiento intermedios requeridos. HotBENT corresponde al periodo inicial de producción térmica más alta de almacenamiento geológico, los datos se pueden utilizar para evaluar estrategias para el periodo de confirmación del comportamiento (Figura 5-26).

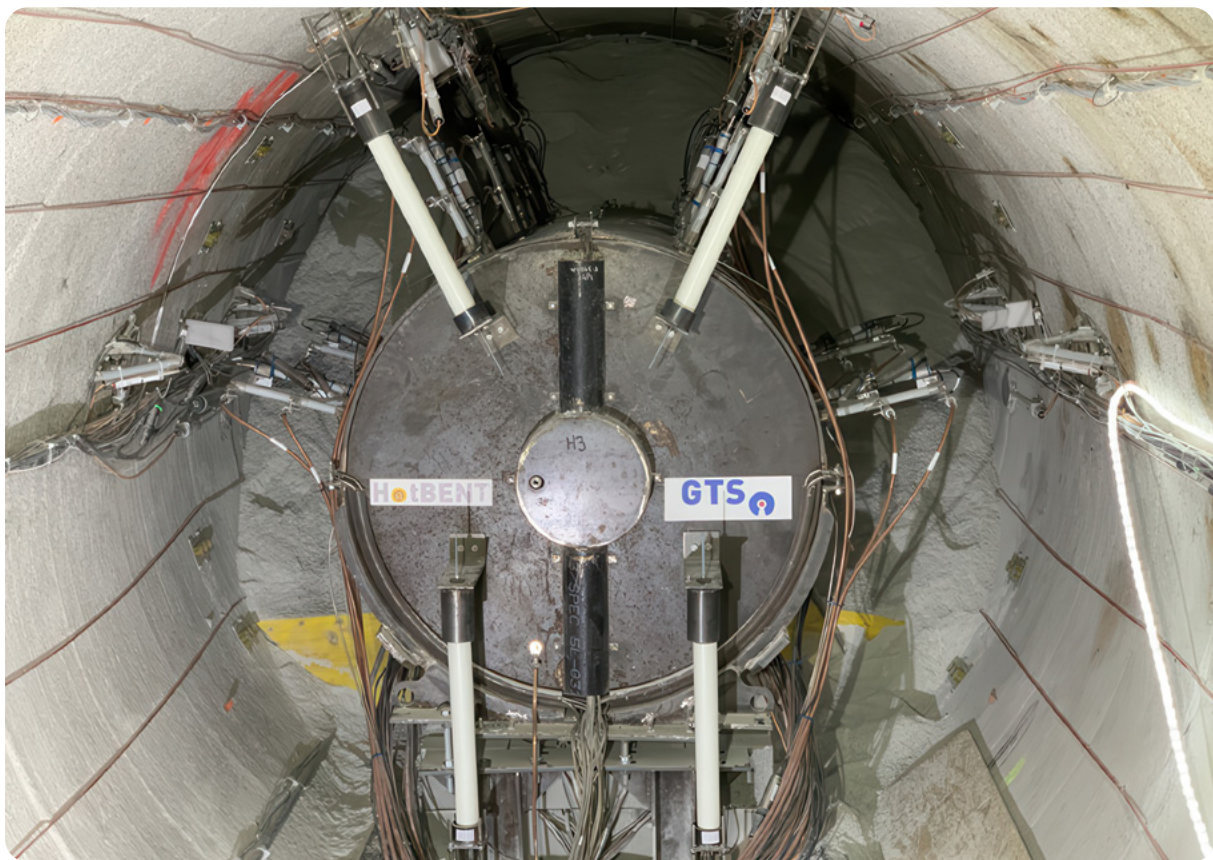


Figura 5-26: Construcción del ensayo HotBENT en la galería FEBEX (Grimsel, Suiza)

- Participación en el proyecto H2020 EURAD WP7. “Influence of temperature on clay-based material behaviour (HITEC)”, junio 2019-mayo 2024, (EURATOM) (Ficha 3.2.15.)

El WP7 ha tenido como objetivo mejorar el grado de comprensión THM de los materiales arcillosos (roca huésped y barreras de ingeniería) de un AGP expuestos a temperaturas elevadas ($> 100\text{ }^{\circ}\text{C}$) durante periodos de tiempo prolongados. Se trató de evaluar si los límites de temperatura elevados ($100\text{-}150\text{ }^{\circ}\text{C}$) son factibles y seguros en varios conceptos de AGP para residuos radiactivos generadores de calor.

El estudio se centró en formaciones arcillosas ($< 120\text{ }^{\circ}\text{C}$) y estableció la posible extensión del daño, y sus consecuencias, causadas por elevadas temperaturas en el campo cercano y lejano (por ejemplo, por sobrepresión del agua intersticial). En la bentonita se determinó la influencia de la temperatura en presión de hinchamiento, conductividad hidráulica, sorción o propiedades de transporte (es decir, si se inhibían las funciones de seguridad de la barrera de arcilla).

Para la mayoría de los casos de seguridad (considerando AGP en arcilla) actualmente se considera un límite de temperatura de $100\text{ }^{\circ}\text{C}$. Poder tolerar temperaturas más altas, al tiempo que se garantice un estándar de seguridad adecuado, tendría ventajas significativas (por ejemplo, contenedores más eficientes, menor número de contenedores, menos operaciones de transporte, AGP en superficies más pequeñas, etc.).

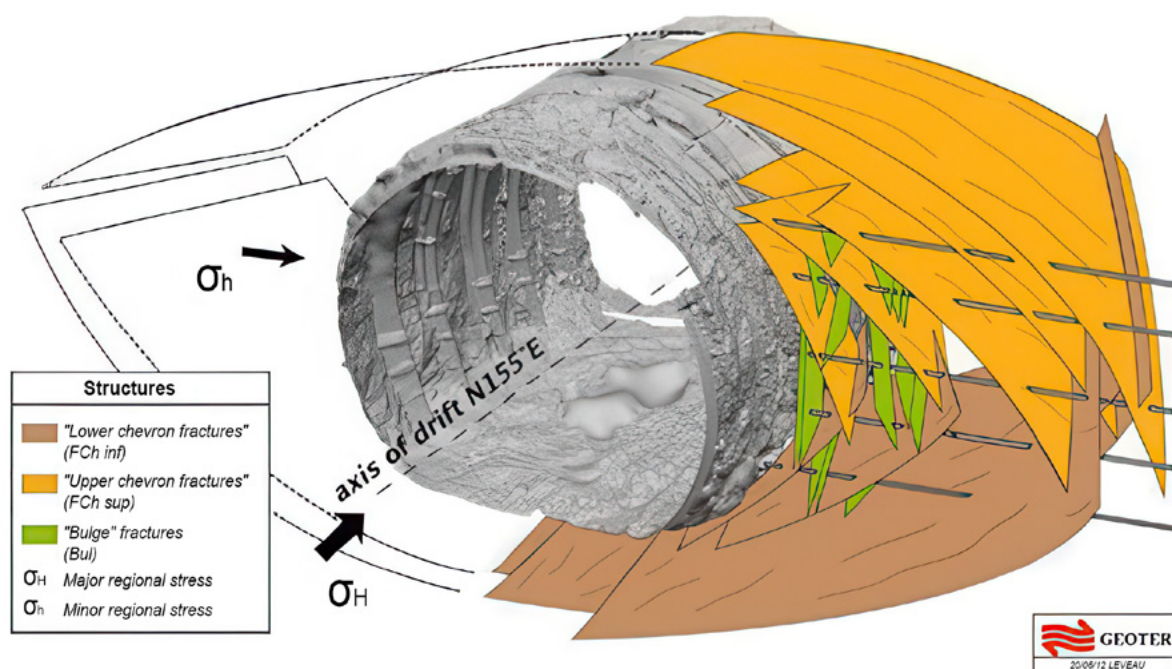


Figura 5-27: Modelo conceptual de la red de fracturas inducidas por la excavación en la arcilla Callovo-Oxfordian claystone (Meuse/Haute-Marne URL). (Andra)

- Participación en “Performance Assessment of Storage Systems for Extended Durations” (PASSED), abril 2022-septiembre 2026, (Ficha3.2.16.)

El objetivo general de este CRP es mantener y mejorar la base de conocimientos técnicos de los Estados Miembros del OIEA sobre el comportamiento a largo plazo de los sistemas de

almacenamiento de combustible gastado, las posibilidades de inspección y las tecnologías de seguimiento, mediante el intercambio y la difusión de información técnica, la presentación de informes sobre investigaciones actuales realizadas por los Estados miembros participantes y la documentación sobre el rendimiento y operativa de los sistemas de almacenamiento en curso. Para ello, se pretende:

- Documentar las experiencias en el desempeño del sistema de almacenamiento de combustible gastado (almacenamiento húmedo y seco).
- Recopilar e intercambiar experiencias operativas relevantes sobre inspecciones de sistemas de almacenamiento de combustible gastado.
- Recopilar experiencias de programas en curso y cualquier técnica nueva o novedosa para la monitorización de sistemas de almacenamiento.
- Explotar áreas de sinergia entre proyectos de investigación de los Estados miembros participantes para lograr enfoques acordados para la investigación y la evaluación de resultados.
- Facilitar la transferencia de conocimientos documentando la base técnica para la evaluación del desempeño del sistema de almacenamiento de combustible gastado centrándose en componentes y materiales críticos.
- Permitir predicciones del comportamiento de los sistemas de almacenamiento de combustible gastado durante largos períodos de tiempo e intervalos de inspección adecuados.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 3.2 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Estudio de generación de condensados producidos en la recirculación del sistema de refrigeración y en los sellos hidráulicos de una celda de descarga, bajo los efectos del sistema CVAA**

Este proyecto tiene por objeto el estudio del riesgo de condensación de agua dentro de una celda de descarga. Se estudiará el sistema CVAA, el sistema de refrigeración y el sistema hidráulico de confinamiento en el acoplamiento del contenedor, entre otros, para estimar un volumen de agua dentro de la celda y determinar las consecuencias desde el punto de vista de la seguridad.

- **Estudio de los factores de retención de radionucleidos en salas con presencia de contaminación ambiental significativa de una instalación de almacenamiento temporal**

Desarrollo de una metodología de cálculo de liberaciones de efluentes gaseosos al exterior que permita deducir los factores de retención de radionucleidos (LPF) en aquellas salas de una instalación de almacenamiento temporal que presente una contaminación ambiental significativa, en condiciones de pérdida total de los sistemas de confinamiento dinámicos. Adquiere especial relevancia para todos los procesos que se lleven a cabo en una celda de descarga de combustible gastado o en las celdas calientes de cualquier laboratorio de investigación con combustible irradiado y otros residuos de alta actividad.

- Participación en proyectos de I+D en el laboratorio subterráneo de Grimsel (Suiza), en roca granítica

Está previsto continuar la participación en el proyecto HotBENT hasta final de 2027, cuando se ha programado el desmantelamiento de los 2 calentadores exteriores. En ese momento se evaluará la posibilidad de participar en la siguiente fase cuya duración se estima en 10 años, hasta el desmantelamiento de los 2 calentadores interiores. Adicionalmente, está previsto participar en el proyecto LSP, relacionado con la demostración de la viabilidad y eficacia de un tapón de hormigón proyectado de bajo pH. (Figura 5-28).



Figura 5-28: Galería del laboratorio subterráneo de Grimsel (Nagra)

- Participación en proyectos de I+D en el laboratorio subterráneo de Mont Terri (Suiza), en roca arcillosa

Se continuará la participación en los ensayos HE-E (calentamiento a 140 °C) y SW-A (demostración de una metodología de sellado de un pozo) en colaboración con otros socios europeos e internacionales. Adicionalmente, se culminará con el proyecto WT el desarrollo de un sistema wireless de transmisión de datos geotécnicos en medio sólido que emplea una tecnología de inducción magnética digital de baja frecuencia denominada TTE (Trough-the-Earth). Un prototipo de este sistema fue desarrollado en el proyecto Modern (Ficha 3.4.20.).

Estudio de lixiviación de resinas acondicionadas en matriz de cemento

Se trata de usar la información de los test de lixiviación ya disponible en Enresa, complementados con información disponible en la literatura, para generar modelos de comportamiento que permitan la optimización y la mejora en la eficiencia del acondicionamiento de resinas por incorporación a matriz de cemento y completar la información disponible con test experimentales adicionales.

Se han identificado, también, los siguientes temas de interés:

- Ensayos de difusión y adsorción en hormigones y arcillas
- Aplicación de técnicas IBA a difusión y adsorción
- Transporte reactivo en hormigones (ensayos)

5.1.5.3. Línea 3.3. Tecnologías y sistemas de almacenamiento

En este apartado se incluyen proyectos de I+D orientados al diseño y verificación del comportamiento de las instalaciones de almacenamiento.

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de la Línea 3.3 con actividades en el horizonte del 8º Plan I+D 2019-2023:

- **Estudio de cápsulas a gestionar en la instalación ATC y trabajos asociados, junio 2018-enero 2021, (Ficha 3.3.05.)**

En el ATC, opción de almacenamiento temporal para el combustible gastado, descartada en el 7º PGRR, estaba previsto que las cápsulas de combustible gastado contuvieran alojados los elementos de combustible durante el período de almacenamiento en seco en las bóvedas. Estas cápsulas se diseñarían de tal modo que constituyan la doble barrera de confinamiento durante todo el período de almacenamiento. En este proyecto hizo el diseño de detalle y la documentación preceptiva necesaria para dichas cápsulas. Por otra parte, también se realizó un estudio de viabilidad de cápsulas transportables que sean cargadas en origen (piscinas de almacenamiento de combustible de las centrales nucleares) en los correspondientes contenedores de transporte. Así se podría cumplir con los criterios de aceptación de combustible gastado que estaban siendo desarrollados. Estas cápsulas permitirían la gestión segura del combustible clasificado como dañado y su almacenamiento en las condiciones óptimas. Adicionalmente, también era objeto del proyecto el desarrollo de un estudio de viabilidad tecnológica de un “sistema adicional de manejo y ventilación asistida con Argón”, que sería desarrollado para garantizar el mantenimiento de las funciones de seguridad en las situaciones de descarga de elementos de combustible con pérdida de estanqueidad. Este sistema permitiría garantizar la condición segura de no oxidación de los elementos de combustible hasta que se hayan completado las operaciones de soldadura, vacío e inertización con helio de la cápsula de almacenamiento de combustible. Por último, se incluyó el análisis de seguridad frente a riesgo de criticidad de los pozos secos de almacenamiento transitorio de combustible gastado de las celdas de descarga.

- **Participación en “Schedule Project” (Steel Concrete High Efficiency Demonstration-European coLaborative Experience), octubre 2018-marzo 2023, (The Steel Consortium Institute) (Ficha 3.3.06.)**

Este proyecto piloto tenía por objetivo cuantificar la eficiencia de módulos mixtos de acero y hormigón mediante la construcción de una réplica de un edificio de hormigón armado, que es una tipología estándar. El proyecto abordó los desafíos de: fabricación, montaje, unión, transporte, colocación, hormigonado y posterior desmontaje de los módulos.

El proyecto estaba organizado en varios paquetes de trabajo que trataban sobre el rendimiento, el material y especificaciones de soldadura, diseño detallado, fabricación de módulos, instrumentación, transporte, montaje en obra, hormigonado y desmontaje parcial. También se incluía un paquete de trabajo dedicado a la coordinación general de ingeniería, incluido el desarrollo y mantenimiento de un Modelo de Información de Construcción (BIM).

El proyecto SCHEDULE ha permitido comprender mejor la técnica de construcción de módulos mixtos de hormigón y acero al demostrar su eficiencia y ventajas organizativas a escala de un proyecto. El proyecto también permitió resolver los principales problemas técnicos y desarrollar métodos de construcción adecuados.



Figura 5-29: Transporte de módulos

- **Cobertura definitiva del almacenamiento de C.A. El Cabril, junio 2021-junio 2025, (Ficha 3.3.07.)**

Se dispone de un ensayo piloto de coberturas en el C.A. El Cabril y varias celdas instrumentadas para la adquisición de conocimiento sobre aspectos constructivos, sobre el comportamiento de materiales y sobre parámetros característicos de los mismos, así como sobre variables determinantes para el diseño de una cobertura, de cara a dar cumplimiento a la Autorización de Explotación del C.A. El Cabril en lo que respecta a la condición 6.5 y 7.7, sobre el cierre de las celdas de almacenamiento y sobre los estudios, resultados, análisis y actividades llevados a cabo por Enresa en relación con los aspectos que contribuyen a garantizar la seguridad a largo plazo de la instalación

El objeto del proyecto es dar continuidad a los trabajos en curso relativos a la monitorización de estructuras de almacenamiento y al ensayo piloto de la cobertura, mediante el estudio de los materiales mediante la realización de ensayos a escala de laboratorio y el desarrollo de modelos predictivos para simulación del comportamiento de coberturas, todo ello para la verificación de los parámetros de diseño y garantizar la funcionalidad y durabilidad de la cobertura a largo plazo (300 años).

Adicionalmente, con objeto de verificar el efecto de la cobertura sobre el comportamiento termohidráulico de las celdas de almacenamiento RBMA y, específicamente, sobre la recogida de agua que se produce como consecuencia de los procesos de condensación/evaporación que tienen lugar en su interior, se ha lanzado un proyecto para la implantación de una cobertura provisional en una de las celdas actualmente cerradas de la Plataforma Norte, que una vez apreciado favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), será ejecutado. Esta cobertura será construida e instrumentada y será objeto de estudio y seguimiento, debiendo informar sobre la misma periódicamente al CSN.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 3.3 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Desarrollo de tecnologías para el blindaje de cámaras de CCTV sometidas a ambiente de alta radiación**

En la actualidad, la visión en ambientes de alta radiación está basada en cámaras de alta tolerancia radiactiva específicas, que incorporan muy lentamente las mejoras tecnológicas del mercado estándar de cámaras de CCTV, con un alto coste y vida media entorno a dos años, momento en el cual pasar a ser un residuo a gestionar.

En cambio, en el mercado estándar existen una amplia y económica gama de opciones para visión por medio de cámaras (ópticas, ampliaciones, baja luminosidad, etc.) y, dada la rápida evolución de estas tecnologías, estas capacidades mejoraran mucho a corto, medio y largo plazo.

La estrategia para el sistema de visión en una instalación para almacenamiento temporal de combustible gastado se basa en incorporar en el diseño y construcción las penetraciones en los muros y paredes necesarias para asegurar la visión a lo largo de los 100 años, utilizando sistemas de blindaje permanentes y cámaras de mercado estándar, permitiendo incorporar las capacidades y tecnologías en cada momento, asegurando la vida útil de los dispositivos, y eliminando los residuos radiactivos a gestionar.

En línea con lo anterior, el objeto de este proyecto es trabajar en el desarrollo de blindajes diseñados específicamente para soportar altos campos de radiación, que permitan la sustitución en limpio de las cámaras y ópticas y no obstruyan o distorsionen la calidad de imagen, manteniendo un coste significativamente inferior a las cámaras de alta tolerancia radiactiva existentes en la actualidad.

- **Técnicas de reparación y mitigación en cápsulas soldadas**

Se trata de la definición de la secuencia de operaciones para la reparación o mitigación de cápsulas soldadas que se están utilizando en CN José Cabrera, CN Ascó y en el sistema estandarizado que hayan sufrido algún daño durante su almacenamiento y al objeto de garantizar la recuperabilidad de las condiciones de operación normal de la configuración de almacenamiento.

- **Análisis de tecnologías y avances tecnológicos en equipos de inspección de contenedores de cápsula soldada**

Estudio de las posibilidades tecnológicas que permitan la inspección de los diversos componentes de los contenedores basados en sistemas de cápsula soldada en los que se darán unas condiciones de alta radiación.

- **Equipo de inspección en seco para la identificación de elementos combustibles con fugas**

Estudio de soluciones tecnológicas aplicables a instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado en seco, para la inspección del combustible gastado y detección de elementos dañados con fugas.

- **Estudio de compatibilidad de la cápsula para almacenamiento temporal con la gestión futura en el AGP**

Se pretende desarrollar estudios de compatibilidad y análisis de opciones tecnológicas que pudieran permitir gestionar una cápsula de almacenamiento temporal para su uso en el AGP sin tener que proceder a su reapertura.

- **Desarrollo de sistemas para el acoplamiento y transferencia de barras en posición vertical, aplicado a una celda de descarga en seco**

Estudio de soluciones tecnológicas para permitir la transferencia de barras de combustible gastado a un bulto o contenedor hermético acoplado verticalmente a una celda de descarga.

- **Cobertura definitiva para el C.A. El Cabril**

Continuidad de los trabajos en curso relativos a la monitorización de estructuras de almacenamiento y el ensayo piloto de la cobertura, estudio de los materiales mediante la realización de ensayos a escala de laboratorio y desarrollo de modelos predictivos para simulación del comportamiento de coberturas, todo ello para la verificación de los parámetros de diseño y garantizar la funcionalidad y durabilidad de la cobertura a largo plazo (300 años).

También se dará continuidad al estudio y seguimiento de los datos De recogida de agua que se produce como consecuencia de los procesos de condensación/evaporación que tienen lugar en el interior de las celdas de almacenamiento RBMA.

- **Construcción de una cubierta parcial de celdas RBMA en Plataforma Norte**

Consiste en la construcción de una cobertura sobre la celda nº5 de la Plataforma Norte, con objeto de validar la cobertura definitiva a implantar sobre dicha plataforma. Esta cobertura se instrumentará con diferentes tipos de sensores con objeto de evaluar su comportamiento térmico, hidráulico y mecánico.

- **Estudio de materiales (ensayos en laboratorio de erosión/infiltración/evapotranspiración) y gestión de datos de sensores**

Se pretende realizar ensayos a escala de laboratorio con el fin de mejorar el conocimiento del comportamiento de los materiales de la cobertura provisional sobre una celda RBMA en el C.A. El Cabril

Los experimentos, que reproducirán parcialmente el perfil de dicha cobertura, están divididos en tres tipos para permitir analizar el comportamiento de distintas capas o combinaciones de capas por separado. Su objetivo general es mejorar el diseño de la cobertura provisional, potenciando su efectividad, a través del conocimiento del funcionamiento termohidráulico de sus capas. En concreto, se busca: i) optimizar el comportamiento requerido, tanto individualmente como en combinación con otros materiales, y ii) determinar parámetros característicos que definan el comportamiento termo-hidro-mecánico de los materiales que componen las capas de las coberturas. Para llegar a ello, a) se medirán tasas de infiltración, erosión y evapotranspiración para el cálculo de balances de masa, b) se registrará la evolución de distintas variables (contenido de agua, succión, temperatura), y c) se comparará el comportamiento obtenido con materiales de distintas propiedades hidráulicas y/o distintos espesores de capa.

- **Banco de ensayos de hormigones y arcillas con sensores**

Su objeto es diseñar maquetas a escala de hormigón y arcilla que puedan ser utilizados para el desarrollo, prueba y validación de sensores que puedan ser utilizados en la monitorización de barreras de confinamiento.

5.1.5.4. Línea 3.4. Monitorización de materiales y sistemas de confinamiento

Estas actividades de I+D están relacionadas con las instalaciones de Enresa, sean de almacenamiento o temporales durante los desmantelamientos. Se enfocan también las actividades en los elementos de las barreras de ingeniería utilizadas en cada instalación. Las instalaciones monitorizadas son el C.A. El Cabril, los emplazamientos correspondientes a las centrales nucleares en desmantelamiento, e incluso estudios conceptuales para un AGP.

Barreras instrumentadas son las celdas de las plataformas del C.A. El Cabril, una maqueta de contenedor CE-2a utilizado en las celdas de RBMA, las maquetas de las capas de cobertura de las celdas, o un contenedor para combustible gastado dispuesto en un ATI.

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de la Línea 3.4 con actividades en el horizonte del 8º Plan I+D 2019-2023:

- **Caracterización de aguas subterráneas y suelos de la zona de la antigua construcción SROA de Vandellós I, 2010 – marzo 2023, (Ficha 3.4.05b.)**

En las instalaciones de la CN Vandellós I, desmantelada a nivel 2, hay una zona afectada por la contaminación, detectada en 1992, situada al sur del emplazamiento limitando con el mar Mediterráneo.

La vigilancia de la contaminación de estos terrenos, consistente en la caracterización radiológica de los mismos y sus aguas subterráneas, y se ha realizado en dos etapas. La primera etapa fue realizada por HIFRENSA en el periodo 1992-1997. La segunda etapa la desarrolla Enresa desde el año 1998, de acuerdo al Plan de Vigilancia en vigor para la instalación.

Este estudio que tiene por objeto la caracterización radiológica de los terrenos de la antigua construcción SROA de Vandellós I, y la de sus aguas subterráneas. (Figura 5-30).



Figura 5-30: Vista de la zona SROA

- Realización de medidas electroquímicas y de permeabilidad en la estructura de almacenamiento nº 22 del C.A. El Cabril, 1994-2025, (Ficha 3.4.08.)

Enresa, dentro del programa de durabilidad de las barreras de ingeniería de la instalación de almacenamiento de residuos RBMA del C.A. El Cabril, realiza anualmente dos campañas de medidas del estado de pasivación/corrosión de las armaduras de una celda RBMA, así como medidas de permeabilidad del hormigón estructural.

El objeto de esta actividad es verificar que determinados parámetros de durabilidad de las barreras de ingeniería, en este caso las estructuras de almacenamiento RBMA, se mantienen constantes a lo largo del tiempo y que no se están produciendo procesos de degradación del hormigón.

El plan de trabajo consiste en la realización de dos campañas anuales (primavera-verano y otoño-invierno) de mediciones de resistividad del hormigón, potencial de corrosión, intensidad de corrosión y permeabilidad de aire, en 18 puntos de la celda 22 por métodos no destructivos. Asimismo, se realiza una evaluación de los datos por parte del CSIC-IETcc y Enresa.

- **Monitorización de las estructuras de almacenamiento del C.A. El Cabril, octubre 2009-agosto 2024, (Ficha 3.4.10)**

Enresa, dentro de su ámbito de actuación realiza actividades de control, seguimiento y modelización de las barreras de ingeniería, todo ello dentro del programa de durabilidad de barreras de ingeniería RBMA – RBBA.



Figura 5-31: Sistema de adquisición de datos en la galería RCI de la celda nº 1; sistema de adquisición de datos de la celda 16 durante la fase de montaje

Los objetivos de este proyecto son conocer el comportamiento termohidráulico de las estructuras de almacenamiento RBMA mediante la obtención de datos in situ, obtener información experimental que permita verificar y validar los modelos termohidráulicos desarrollados, así como los procesos que están englobados en los mismos, y obtener información relativa a fiabilidad de sensores.

El plan de trabajo consiste en la descarga periódica de datos de instrumentación instalada y elaboración de informes de recopilación de datos (celdas 1, 16 y 5), la colocación de nuevos sensores en la Red de Control de Infiltraciones (RCI) con un sistema de adquisición de datos específico, la instalación de nuevos sensores y sistemas de adquisición de datos en las celdas números 1 y 5 (caras exteriores de los muros) y el análisis y evaluación de datos. (Figura 5-31).

- **Contenedor tipo CE-2a instrumentado en el C.A. El Cabril, 1995-2025, (Ficha 3.4.11.)**

Desde el año 1995 se han venido realizando medidas térmicas, mecánicas, así como de variables de tipo electroquímico, en un contenedor CE-2a con residuos simulados en su interior, instrumentado con un conjunto de sensores en su interior. El objetivo principal de este proyecto es la obtención de variables relacionadas con la durabilidad del hormigón utilizado por Enresa en las barreras de ingeniería RBMA, en este caso los contenedores de almacenamiento CE-2a (Figura 5-32).

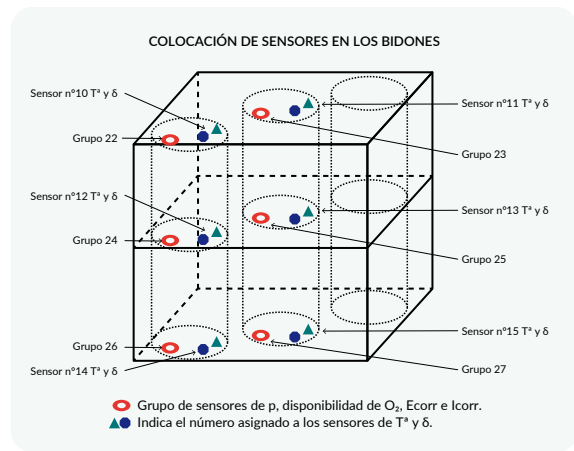
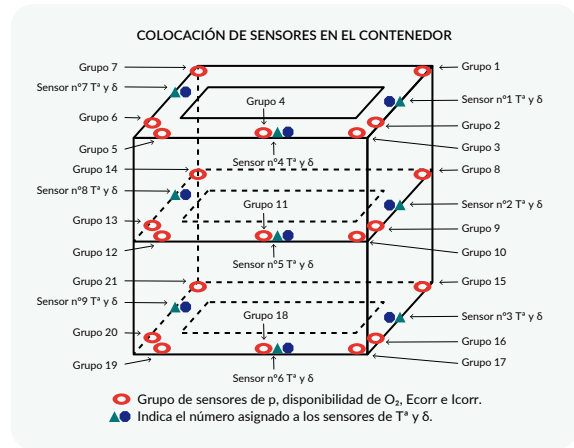
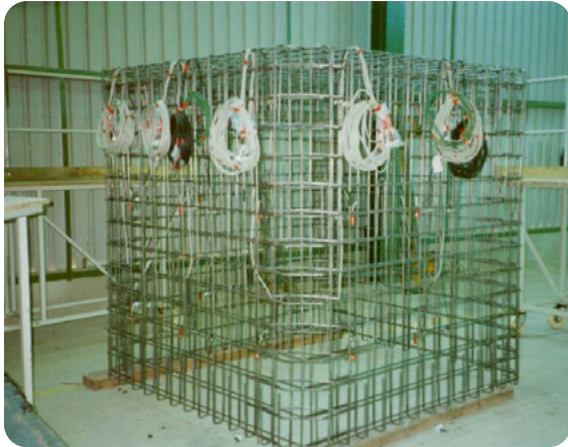


Figura 5-32: Armadura del contenedor instrumentado y cableado de sensores, esquema con la distribución de sensores en el contenedor (arriba); distribución bidones instrumentados en el interior del contenedor; esquema de sensores en los bidones (abajo)

- Investigación de los procesos de disolución / precipitación en el ATC y su evolución a largo plazo, noviembre 2015-noviembre 2019, (Ficha 3.4.14b.)

Se investigaron los procesos de disolución y precipitación de minerales e interacción agua-roca que podían tener lugar en el emplazamiento del ATC en Villar de Cañas a largo plazo y la evolución del sistema hidrogeoquímico del emplazamiento, teniendo en cuenta que las aguas superficiales y subterráneas son el principal agente movilizador de las sustancias contaminantes.

Se establecieron los fondos geoquímicos de los principales parámetros químicos e isotópicos que afectan a la calidad química de las aguas superficiales y subterráneas, teniendo en cuenta que durante la construcción del ATC se emplearían numerosos materiales antrópicos que reaccionarían con el medio y se incorporará un volumen de agua al sistema. Estas aguas con su infiltración en el medio podrían producir efectos antrópicos que distorsionarían las condiciones naturales de las aguas del emplazamiento.

Estas posibles alteraciones químicas y físico-químicas debían de ser controladas de manera inmediata para poder evaluar dónde y cuándo se producen los cambios de las condiciones na-

turales de la composición química de las aguas subterráneas y comprobar si la afección podría perjudicar o alterar la resistencia, longevidad, estados de corrosión de los diferentes materiales empleados en la construcción.

En este proyecto se continuaron las actividades de caracterización y mejora del modelo hidrogeoquímico basado en las interacciones agua-roca y en los estudios hidrogeológicos del emplazamiento.

- **Modelación del comportamiento hidrogeoquímico de emplazamientos en sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos, enero 2015-diciembre 2019, (Ficha 3.4.19.)**

Se desarrolló un proyecto de investigación sobre la modelación de los procesos de interacción agua-roca y el comportamiento hidrogeoquímico de los sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos.

El plan de trabajo consistió en la caracterización hidrogeoquímica de las aguas subterráneas del entorno de las plataformas de almacenamiento de residuos del C.A. El Cabril, el establecimiento de los fondos geoquímicos de los parámetros clave del agua subterránea del área donde se instalarán las futuras celdas de almacenamiento de RBBA, el apoyo al modelo de funcionamiento hidrogeológico contribuyendo a la identificación de las vías preferentes de flujo mediante el estudio y caracterización de los parámetros químicos e isotópicos relacionados con los diferentes orígenes y procesos de mezcla de las aguas.

También se estudió, el aporte de datos hidrogeoquímicos fundamentales para desarrollar los modelos numéricos de transporte de flujo en los diferentes emplazamientos seleccionados, para conocer el modelo de funcionamiento hidrogeoquímico de las formaciones de los emplazamientos y especialmente la evolución y características del agua subterránea hasta las profundidades que sean necesarias para establecer el modelo de flujo, y conocer los componentes móviles del sólido y los mecanismos y condiciones de movilización-retención de los contaminantes.

- **Participación en “Development and Demonstration of monitoring strategies and technologies for geological disposal” (Modern2020, H2020), junio 2015-mayo 2019, (Ficha 3.4.20)**

El trabajo partió de la investigación realizada en el proyecto MoDeRn donde se desarrolló una solución de transmisión Wireless de datos geotécnicos en medio sólido basada en radio de alta frecuencia. La tecnología fue ensayada en C.A. El Cabril e implementada posteriormente mediante varios prototipos instalados en el laboratorio subterráneo de Grimsel (Suiza). Los resultados demostraron la factibilidad de esta solución, pero proporcionando un alcance relativamente pequeño, pocos centímetros o metros en función de las condiciones del medio.

El proyecto Modern2020 continuó los trabajos, estudiando diferentes soluciones basadas en frecuencias significativamente más bajas (desde kHz a pocos MHz). La investigación se orientó en tres líneas:

- Soluciones basadas en frecuencias altas o medias con alcances de pocos metros,
- Soluciones basadas en frecuencias bajas con alcances de cientos de metros
- Combinaciones de ambas para obtener una solución completa que permitiese enviar datos desde las zonas más profundas del almacén hasta la superficie

La solución explorada por Enresa-Amberg consistió en adaptar una tecnología de inducción magnética digital de baja frecuencia, denominada TTE (Through-the-Earth), capaz de penetrar el medio rocoso, la bentonita y el hormigón. El prototipo se probó en una mina del Bierzo y posteriormente en una instalación desarrollada exprofeso para probar equipos inalámbricos en el laboratorio subterráneo de Tournemire (Francia). Los resultados obtenidos fueron mejores de lo esperado, proporcionando alcances muy superiores a los de unidades ensayadas por otros grupos de investigación. El alcance máximo obtenido en ambos casos fue de 30 m (Figura 5-33).

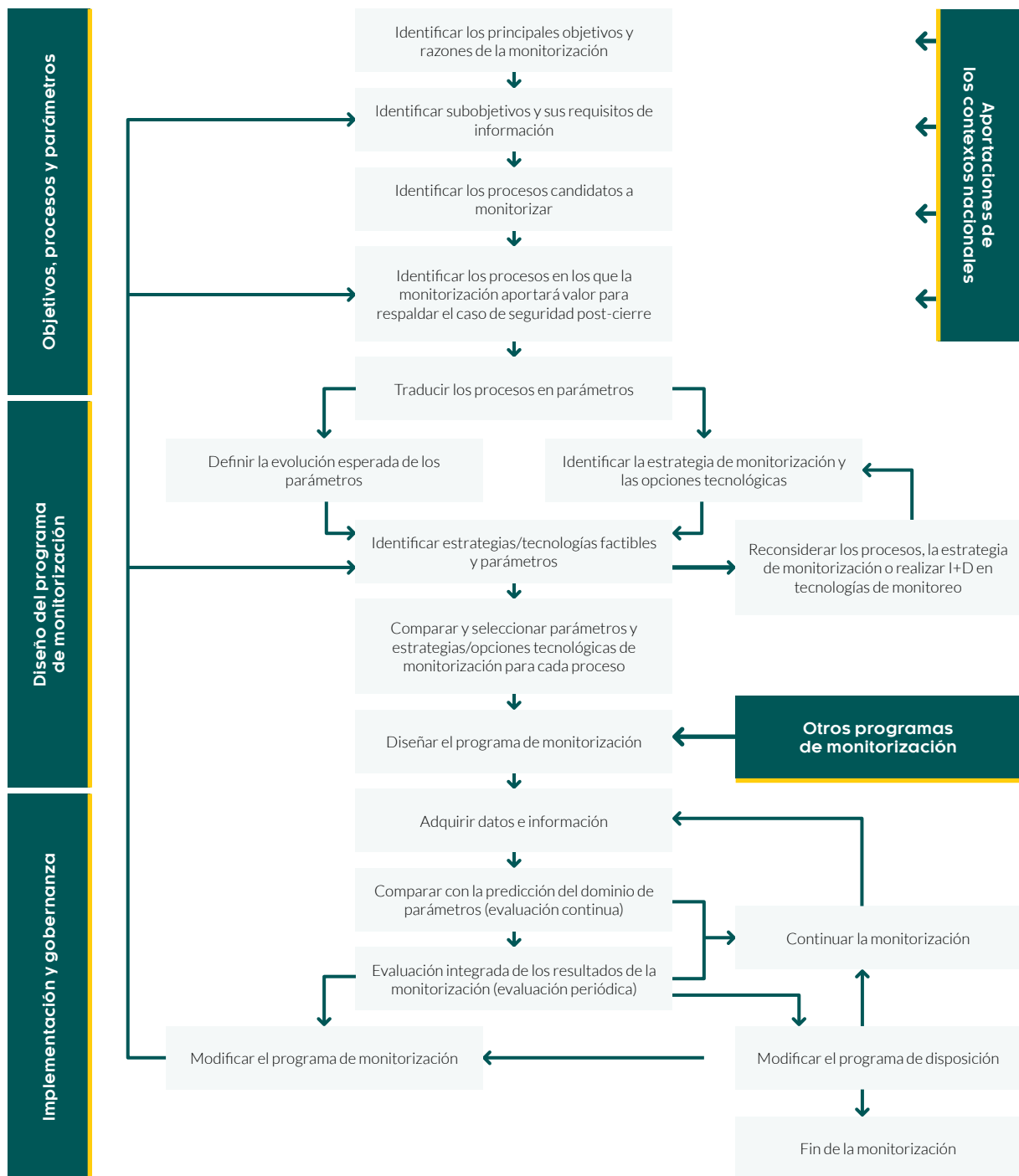


Figura 5-33: El programa de trabajo de monitorización de un AGP del Proyecto Modern2020

- **Instrumentación de la celda 21 de la Plataforma Sur de la Instalación del C.A. El Cabril, agosto 2021- febrero 2024, (Ficha 3.4.22.)**

El objeto de este proyecto es la instrumentación de la celda 21 de la Plataforma Sur del C.A. de El Cabril para ampliar y dar continuidad a los estudios realizados sobre el comportamiento termohidráulico del hormigón y, en particular, estudiar las diferencias de temperatura y humedad externas e internas en los muros y el interior de la celda.

Para ello, el proyecto abarca la instrumentación de la celda 21 (termopares, termohigrómetros) y los sistemas de adquisición y almacenamiento de datos, protección y preparación, y programación para la recogida de datos de forma periódica. Para dar cumplimiento a los requisitos de seguridad en el almacenamiento definido de los residuos se encuentran aquellas relativas al seguimiento del comportamiento de las estructuras de almacenamiento sobre las que Enresa informa anualmente al Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

Los parámetros que se miden son la temperatura y la humedad, en diferentes posiciones de los muros de la celda 21 en su interior y en su exterior, y en las paredes exteriores de las unidades de almacenamiento en el interior de la celda, así como en la Red de Control de Infiltraciones (RCI).

Los muros instrumentados son norte, sur, este y oeste. Las unidades de almacenamiento a instrumentar son las adyacentes a los muros y hacia el interior de la celda en posiciones próximas a la cruceta central.

La temperatura se mide mediante termopares, la humedad mediante termohigrómetros de tipo capacitivo y/o sensores digitales de humedad.

El elemento sensor está en contacto con el hormigón y estarán protegidos adecuadamente para minimizar el riesgo de rotura durante la operación de introducción de las unidades de almacenamiento.

Las actividades se han basado en la lectura periódica de los datos recogidos por los sensores y su análisis para ver la evolución con el tiempo y su variación estacional.

- **Modelación del comportamiento hidrogeoquímico de emplazamientos en sistemas de almacenamiento de residuos (MOCHESAR), diciembre 2022-diciembre 2026, (Ficha 3.4.25)**

El objeto de este proyecto es la ejecución de programas de investigación y desarrollo en materia de residuos radiactivos, en concreto, en la modelación de los procesos hidrogeoquímicos de los emplazamientos que albergan residuos radiactivos.

Para Enresa, una de las líneas prioritarias es la comprensión de los procesos que tienen lugar en las aguas superficiales y subterráneas de las diferentes instalaciones, así como, la determinación de los elementos de la geosfera para determinar datos de campo fiables y poder establecer un modelo hidrogeoquímico como resultado final, permitiendo que se ajuste al modelo geológico-estructural e hidrogeológico del emplazamiento, prediciendo la evolución química del agua subterránea, los procesos geoquímicos de interacción agua-roca y la posible incidencia en la seguridad del almacenamiento.

El plan de trabajo se encuentra encaminado en la profundización de la comprensión de los procesos de interacción agua-roca de los emplazamientos con instalaciones nucleares y ca-

racterización de la evolución de la movilidad de los radionucleidos o contaminantes dentro de sus aguas subterráneas. Para ello, inicialmente se ha considerado como ámbito de trabajo, dos emplazamientos: el C.A. de El Cabril (Figura 5-34) y la antigua Fábrica de Uranio de Andújar (FUA). Dentro del C.A. de El Cabril se están realizando actividades para la caracterización hidrogeoquímica de las aguas subterráneas y la determinación de la interacción de las mismas con las diferentes infraestructuras de almacenamiento. En la FUA se está llevando a cabo una caracterización geoquímica de los terrenos y del agua subterránea de este sector para el establecimiento de un modelo conceptual del comportamiento hidrogeoquímico del uranio compatible con el modelo de funcionamiento hidrogeológico de la zona que se ajuste al escenario real actual que existe en el emplazamiento y su entorno.

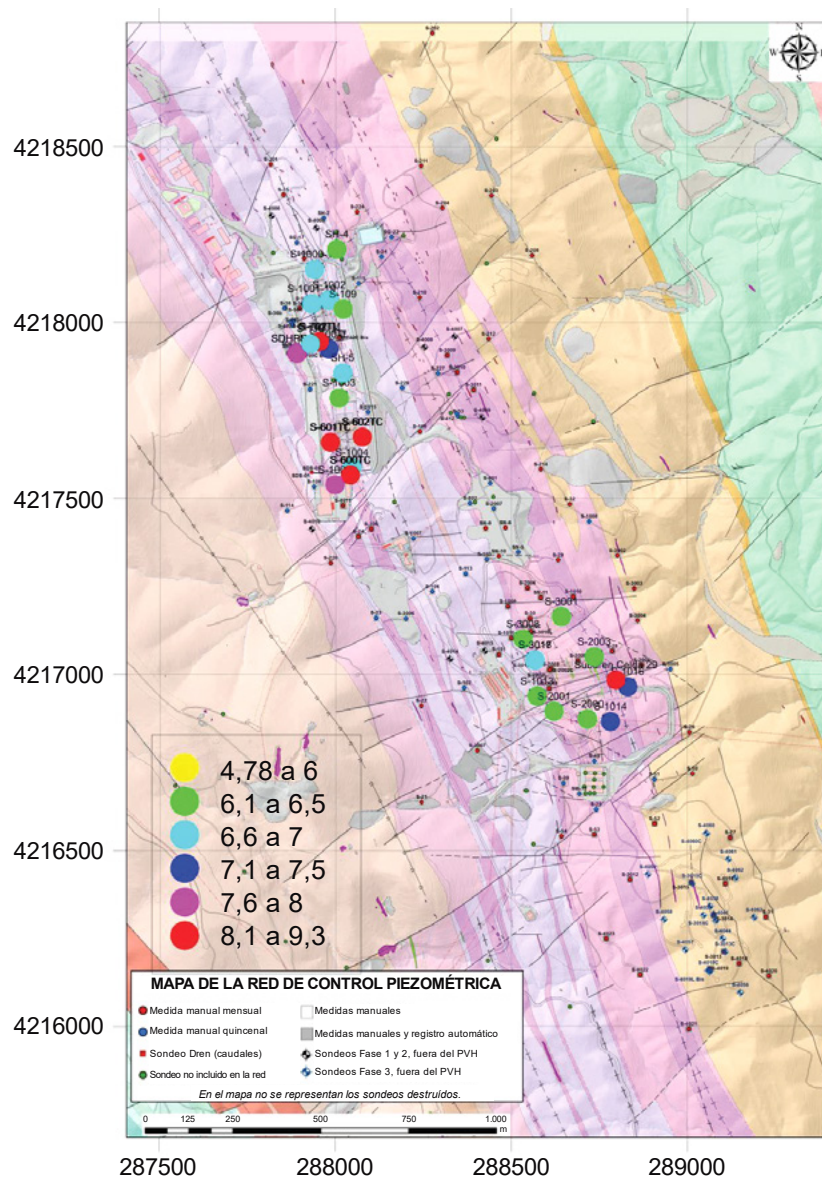


Figura 5-34: Distribución de los valores de pH en el agua subterránea de C.A. El Cabril

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 3.4 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Análisis del comportamiento de sistemas de monitorización frente a temperatura y radiación**

Se pretende el estudio de la gestión de vida útil de los elementos que forman parte de cualquier sistema de monitorización (cables, sensores, etc.). Este proyecto tiene por objeto el estudio de los fenómenos de degradación de dichos elementos, sometidos a condiciones similares a las de una celda de descarga. Los resultados del proyecto servirán para minimizar o ralentizar, en la medida de lo posible, ese fenómeno de degradación y para conocer las tareas de mantenimiento y reposición que requiere este sistema.

- **Caracterización de aguas subterráneas y suelos en zona SROA de Vandellós I**

Se mantendrá la vigilancia de los terrenos contaminados en la zona SROA, que consiste en la caracterización química y radioquímica de las aguas subterráneas y la caracterización radioquímica de los suelos en cumplimiento del Plan de Vigilancia de Vandellós I.

- **Desarrollo de equipos de inspección y/o monitorización de sistemas de almacenamiento/transporte. Campañas de validación en sistemas cargados**

En el interés por disponer de equipos de monitorización del comportamiento de sistemas cargados en apoyo al Plan de Gestión Vida de las instalaciones de almacenamiento de RAA, se plantea el desarrollo de equipos de monitorización e inspección de sistemas de almacenamiento y/o transporte, para proporcionar datos para la gestión de vida de los mismos, y campañas de monitorización sobre sistemas cargados para validarlos.

- **Desarrollo de los sistemas de monitorización e inspección de las estructuras civiles**

Desarrollo de un sistema para la monitorización in-situ del estado de estructuras civiles de una instalación para el almacenamiento temporal de combustible gastado (temperatura, contenido en agua, fisuración, deformación, asentamiento, etc.).

- **Suministro montaje y puesta en marcha monitores de H-3 y C-14 gas en celdas**

Instalación de equipos y realización de medidas para la determinación del contenido de H-3 y C-14 en el interior de las celdas RBMA y RBBA, dadas sus características de ser componentes volátiles y de preferente migración hacia el medio geológico.

- **Mantenimiento, toma de medidas e interpretación de datos en el contenedor instrumentado del C.A. El Cabril**

Se continuarán realizando, como se viene haciendo desde 1995, las medidas térmicas, mecánicas, así como de variables de tipo electroquímico, en un contenedor CE-2a con residuos simulados en su interior, instrumentado con un conjunto de sensores en su interior, para la obtención de variables relacionadas con la durabilidad del hormigón utilizado por Enresa en las barreras de ingeniería RBMA, en este caso los contenedores de almacenamiento CE-2a.

- **Realización de medidas electroquímicas y de permeabilidad en la estructura de almacenamiento nº 22 del C.A. El Cabril**

Se continuará con el programa del estudio de durabilidad de las barreras de ingeniería de la instalación de almacenamiento de residuos RBMA, realizando anualmente dos campañas de medidas del estado de pasivación / corrosión de las armaduras de una celda RBMA, así como medidas de permeabilidad del hormigón estructural.

- **Obtención, análisis y evaluación de datos de instrumentación de capas de cobertura**

Se realizará una toma de datos mensual de la instrumentación situada en la cobertura provisional para comprobar la efectividad del diseño de la cobertura y estudiar su comportamiento termohidráulico. También se utilizarán los datos medidos para la validación de modelos que se están desarrollando para predecir el comportamiento futuro de la cobertura (evaluar otras condiciones climatológicas, etc.) y para obtener información sobre flujos de agua y calor y variables no registradas.

- **Reparación, mantenimiento, obtención, análisis y evaluación de datos de instrumentación de barreras de ingeniería RBMA (ensayo de cobertura, contenedor instrumentado, celdas 1, 5, 16 y RCI y PS)**

Se continuará con las actividades de reparación, mantenimiento y toma de datos mensual de la instrumentación situada en las celdas 1, 5 y 16, contenedor instrumentado, Red de Control de Infiltraciones (RCI), y ensayo de cobertura y PS. Se analizarán los distintos tipos de datos para estudiar los procesos que tienen lugar en dichas estructuras (procesos de evaporación y condensación).

- **Definición de sensores, instalación y gestión de datos (obtención y análisis) en cubierta parcial en celdas RBMA Plataforma Norte**

Para estudiar el funcionamiento y la eficiencia del diseño de la cubierta parcial en la celda de RBMA de la Plataforma Norte y verificar su efecto sobre el comportamiento termo-hidráulico de la celda y, específicamente, sobre la recogida de agua que se produce como consecuencia de los procesos de condensación/evaporación que tienen lugar en el interior de las celdas RBMA se instrumentará dicha cobertura con un sistema de monitorización ad-hoc.

El diseño de la instrumentación tendrá en cuenta la localización óptima de los sensores dentro de la cobertura y ciertas condiciones para su instalación, así como el cableado y el montaje de los equipos registradores de datos de modo que el impacto sobre la estructura sea mínimo.

El sistema de instrumentación de la cobertura provisional monitorizará diferentes variables termo-hidráulicas, para lo cual incluirá sensores que midan temperatura, flujo de calor, contenido volumétrico de agua, succión o potencial matricial y humedad relativa en medios porosos. Asimismo, dado que el emplazamiento de la cobertura, apoyada parcialmente sobre la celda, podría provocar asentamientos del terreno, la instrumentación incluirá también sistemas para la medida de deformaciones. También se medirán caudales infiltrados en las distintas capas que forman la cobertura, la escorrentía y la erosión ocasionada por ésta. Además, se estudiará la evolución de las raíces de la vegetación de la superficie de la cobertura y se instrumentarán las paredes exteriores de la celda 5 para la medida de humedad relativa y temperatura en todas sus caras.

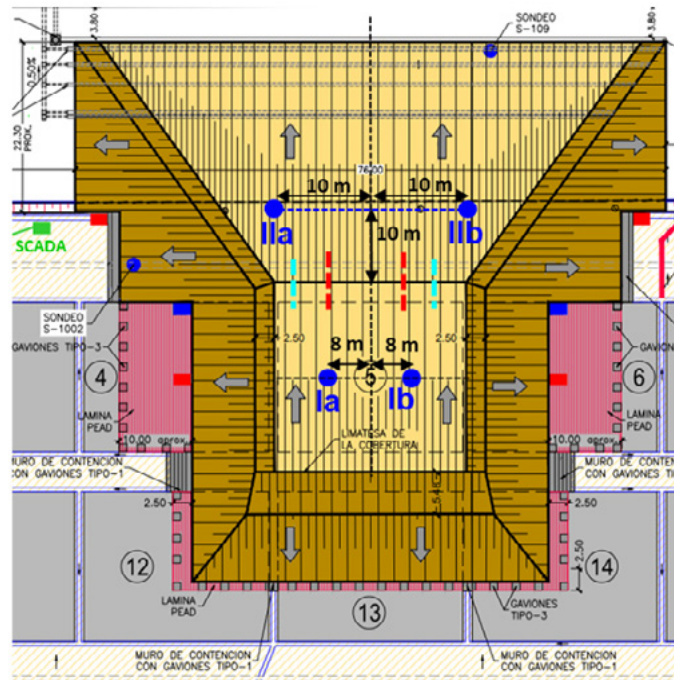


Figura 5-35: Diseño de Ensayo de cobertura

- Instalación de sistemas de adquisición de datos y de lectura remota

Se instalará un sistema de comunicación remota asociado al sistema de instrumentación existente en celdas 1, 5, 16 y 21, así como en ensayo de cobertura y cobertura provisional, con el fin de poder realizar toma de datos de la instrumentación existente de forma remota y fiable permitiendo con ello facilitar tanto la monitorización de celdas y capas, como el mantenimiento de dicha instrumentación, pudiendo conocer con antelación posibles problemas de la misma.

Se ha identificado, además, el siguiente tema de interés:

- Desarrollo de equipos y metodología para la monitorización de H_2 y gases nobles

5.1.6. Área 4. Evaluación del comportamiento, de la seguridad, protección radiológica y modelación asociada

Esta área se refiere a actividades relacionadas con la protección radiológica, y estudios de seguridad. Los trabajos corresponden desde el desarrollo y mejora de herramientas de análisis, fundamentalmente numéricos, hasta la definición y armonización de criterios de protección radiológica y del medio ambiente a nivel internacional. Se incluyen así mismo los estudios necesarios para la restauración de entornos contaminados radiológicamente con problemas específicos. También se incluyen actividades experimentales necesarias para la validación de modelos conceptuales y numéricos en desarrollo. El conocimiento del estado actual medioambiental de los emplazamientos y su entorno, así como de las vulnerabilidades y aspectos de mejora son objeto también de esta área.

5.1.6.1. Línea 4.1. Métodos y modelos de evaluación

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de la Línea 4.1 con actividades en el horizonte del 8º Plan I+D 2019-2023:

- **Proyecto H2020 EURAD WP10. Uncertainty Management multi-Actor Network (UMAN), junio 2019-mayo 2024), (Ficha 4.1.02.)**

Este paquete de trabajo (WP) del programa EURAD, se dedicó a la gestión de incertidumbres potencialmente relevantes para la seguridad de las diferentes etapas y programas de gestión de residuos radiactivos. Incluyó diversas actividades, como intercambios de opiniones, prácticas y opciones de gestión de la incertidumbre y la revisión de estrategias, enfoques y herramientas existentes. Las interacciones entre diferentes tipos de actores, incluida la sociedad civil, fueron fundamentales.

Estas interacciones estaban destinadas a cumplir el objetivo compartido de fomentar una comprensión mutua de las estrategias, enfoques y preferencias de gestión de la incertidumbre.

Las decisiones asociadas con los programas de gestión de residuos radiactivos se toman conociendo la existencia de incertidumbres irreducibles y reducibles. Por ello algunas de las decisiones en las primeras fases de un programa tomadas sobre la base de información limitada tendrán que confirmarse en etapas posteriores. Al final del proceso, quedarán inevitablemente incertidumbres, pero debe demostrarse que éstas no socavan los argumentos de seguridad. Por lo tanto, el manejo de las incertidumbres es un tema clave al desarrollar y revisar el caso de seguridad de las instalaciones de gestión de residuos y, en particular, en los almacenes definitivos debido al largo plazo de tiempo en que la radiotoxicidad de los residuos sigue siendo significativa.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 4.1 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Optimización de los métodos de medida del I-129 en aire**

El I129 es uno de los isótopos objeto de estudio como parte de los Planes de Vigilancia Radiológica Ambiental de las instalaciones nucleares. Hasta el momento, no se ha podido medir dicho isótopo en el aire de manera fiable, debido a la ausencia de metodologías probadas. Si bien se conoce que recientemente se ha desarrollado alguna metodología que podría ser aplicada, sería recomendable continuar con la investigación de técnicas para la medida de este isótopo en el aire para su futura aplicación a instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado.

- **Desarrollo de una metodología de análisis integrado de seguridad (ISA) y su integración en un Estudio de Seguridad**

Se pretende el estudio de metodologías similares a los APS que se realizan para CCNN, que sean aplicables a una instalación de almacenamiento temporal de combustible gastado. El ob-

jetivo fundamental de esta línea de investigación consiste en desarrollar una metodología de análisis aplicable a este tipo de proyectos (instalaciones temporales) y una metodología para la integración de los resultados del ISA en el Estudio de Seguridad de la Instalación.

- **Análisis de la viabilidad de implementar una aproximación gradual en los análisis de seguridad de instalaciones de almacenamiento de CG y RAA en seco**

En el contexto internacional, especialmente en la OIEA, se está trabajando en diversos grupos para el desarrollo de una metodología de análisis basada en una aproximación gradual de la seguridad, lo que podría ser de especial interés en una instalación de almacenamiento temporal de combustible gastado de nueva construcción. El objeto de este proyecto es el desarrollo de un estudio sobre las posibilidades y las vías de implementación de una aproximación gradual de la seguridad en los análisis de las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado.

5.1.6.2. Línea 4.2. Modelación de procesos y sistemas

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, proyectos de la Línea 4.2 con actividades en el horizonte del 8º Plan I+D 2019-2023:

- **Modelización del comportamiento del hormigón armado sometido a explosiones y penetración teniendo en cuenta la adherencia de las armaduras, febrero 2017-febrero 2019, (Ficha 4.2.09b.)**

El proyecto tuvo como objetivo la simulación del impacto de aviones y otros grandes proyectiles en paredes de hormigón armado teniendo en cuenta la resistencia y el agotamiento del anclaje de las armaduras a tasas variables de deformaciones. Dicho modelo se basó en el modelo M7R, el modelo microplano más avanzado y formulado para las tasas variables de deformaciones, que respeta la microestructura del material y que tiene en cuenta la fisuración y daño por explosiones e impactos de fragmentos y proyectiles. (Figura 5-36)

El nuevo modelo numérico se verificó y calibró utilizando datos de ensayos disponibles en la literatura que simulan arrancamiento de barras de armadura del hormigón que las envuelve, realizado a tasas variables de deformaciones, el agotamiento por tracción oblicua de las vigas sin armadura transversal a tasas variables de deformaciones y el agotamiento por punzonamiento de los forjados sin armadura transversal a tasas variables de deformaciones.

Adicionalmente, se simularon los efectos de explosiones y la penetración concurrentes.

- **Modelo de la evolución hidrogeoquímica de la Fábrica de Uranio de Andújar (FUA), diciembre 2013- julio 2025, (Ficha 4.2.10.)**

El modelo matemático de flujo y transporte de uranio en el entorno de la Fábrica de Uranio de la Andújar (FUA) se contrasta y revisa permanentemente con los datos de campo obtenidos de forma regular por Enresa. Los resultados de estas actividades de contraste y revisión se tienen en cuenta en los Informes anuales y revisiones futuras del Plan de Vigilancia y Mantenimiento del emplazamiento. En el modelo se incorporan las obras civiles realizadas en el entorno del dique de estériles que puedan afectar al funcionamiento hidrogeológico del entorno.

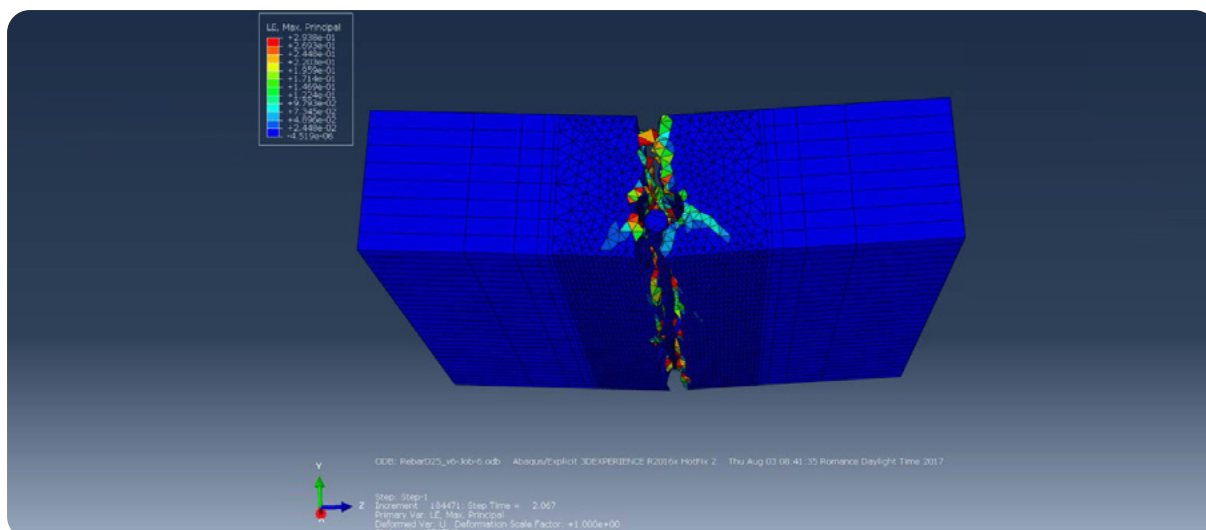


Figura 5-36: *La forma deformada del modelo hormigón-barra corrugada al arrancamiento completo de la barra*

- **Modelización de la interacción suelo – estructura en edificios singulares del ATC de Villar de Cañas, abril 2017-abril 2019, (Ficha 4.2.12.)**

En este proyecto se simuló la interacción suelo-estructura en edificios singulares, mediante estrategias que permitieron evaluar el efecto de la carga ambiental en su comportamiento en servicio, desde un punto de vista energético y deformacional.

Así, en el análisis se tuvo en cuenta la sensibilidad a las estrategias de drenaje y excavación, así como al tipo de estructura de cimentación, haciendo uso de modelos realistas de comportamiento geoquímico y geomecánico del suelo.

Estos análisis permiten predecir la evolución del servicio de la edificación, determinando las medidas a adoptar en el diseño para mejorarlo.

Dichos análisis se efectúan haciendo uso del modelo M4B (Multiphysics for Buildings) basado en un módulo de simulación numérica desarrollado en un entorno de programación multifísico.

- **Participación en el proyecto H2020 EURAD WP4. Development and improvement Of NUMerical methods and Tools for modelling coupled processes (DONUT), junio 2019-mayo 2023 (Ficha 4.2.14.)**

Comprender los procesos acoplados multi-físicos térmicos, hidráulicos, mecánicos y químicos (THMC) que ocurren en un almacén geológico profundo (AGP) para residuos radiactivos es esencial y es un tema permanente para apoyar la optimización de su diseño y la preparación de casos de seguridad.

Los análisis predictivos multi-físicos de periodos de tiempo y escalas espaciales mayores que los experimentos se realizan con simulaciones numéricas. Éstas requieren una integración, en un marco coherente, de un creciente conocimiento científico adquirido para cada uno de los componentes individuales de un AGP. Esto implica considerar acoplamientos de procesos físicos diferentes y no lineales de una amplia gama de materiales con diferentes propiedades en función del tiempo y el espacio en sistemas gradualmente más amplios.

También es necesario i) gestionar las incertidumbres asociadas a los datos de entrada que alimentan los modelos y la representación de los procesos, ii) evaluar el rango de variabilidad de los resultados y iii) identificar los principales parámetros y procesos que controlan el comportamiento de los sistemas que se estudian. La gestión de las incertidumbres en estos sistemas complejos requiere la mejora y el desarrollo de métodos numéricos innovadores, apropiados y eficientes.

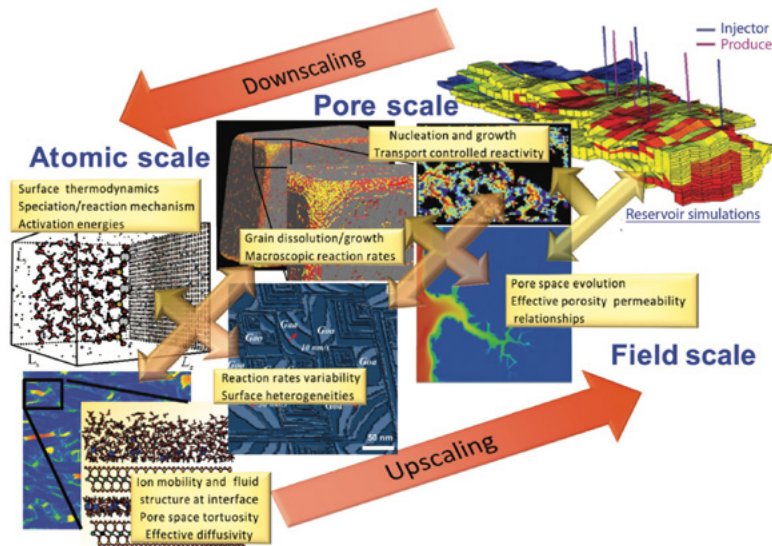


Figura 5-37: El problema del escalado en la modelización abordado en el proyecto DONUT (Churakov & Prasianakis *Am. J. Science*, 318 (9) 921-948)

Los objetivos específicos de este WP de EURAD han sido el desarrollo de métodos numéricos relevantes, de alto rendimiento y de vanguardia que se puedan implementar fácilmente en códigos existentes o nuevos, con el fin de llevar a cabo cálculos numéricos de alto rendimiento para estudiar procesos fuertemente acoplados en sistemas de gran escala, el desarrollo de esquemas de transición de escala numérica para procesos acoplados en apoyo del estudio de acoplamientos específicos a múltiples escalas, el desarrollo de métodos numéricos innovadores para llevar a cabo análisis de incertidumbre y sensibilidad, ejercicios de intercomparación, en casos de prueba representativos, para probar la eficiencia de los métodos desarrollados en herramientas relevantes.

- **Participación en el proyecto H2020 EURAD WP2. “Assessment of Chemical Evolution of ILW and HLW Disposal Cells (ACED)”, junio 2019-mayo 2024, (Ficha 4.2.15.)**

Este WP, el segundo de EURAD, se ha planteado para mejorar la metodología de integración del conocimiento sobre los procesos geoquímicos que se producen en, y entre, los materiales presentes en una celda de almacenamiento de residuos radiactivos de actividad intermedia y alta actividad RMA y RAA) en un AGP. Este conocimiento se aplicará para la evaluación de la evolución a largo plazo de un sistema que es de gran complejidad. Un esquema de modelización de múltiples procesos y escalas permitirá la evaluación de la evolución química en varias interfaces de materiales y gradientes térmicos, hidráulicos y / o químicos, desde la microescala hasta la escala de la celda de almacenamiento (RMA, RAA) en el entorno del campo próximo, y para escalas temporales más grandes, el macizo rocoso alojante.

Una vez comprendidos los procesos geoquímicos a pequeña escala, se ha buscado a qué detalle y complejidad se deben incorporar estos procesos en modelos para diferentes tipos de estudios relacionados con la seguridad y la evaluación del comportamiento.

Se ha centrado en el estudio en celdas de almacenamiento de RAA y, representativas de las europeas, y posteriormente los datos obtenidos se podrán utilizar y adaptar para diseños de celdas específicas de cada concepto nacionales.

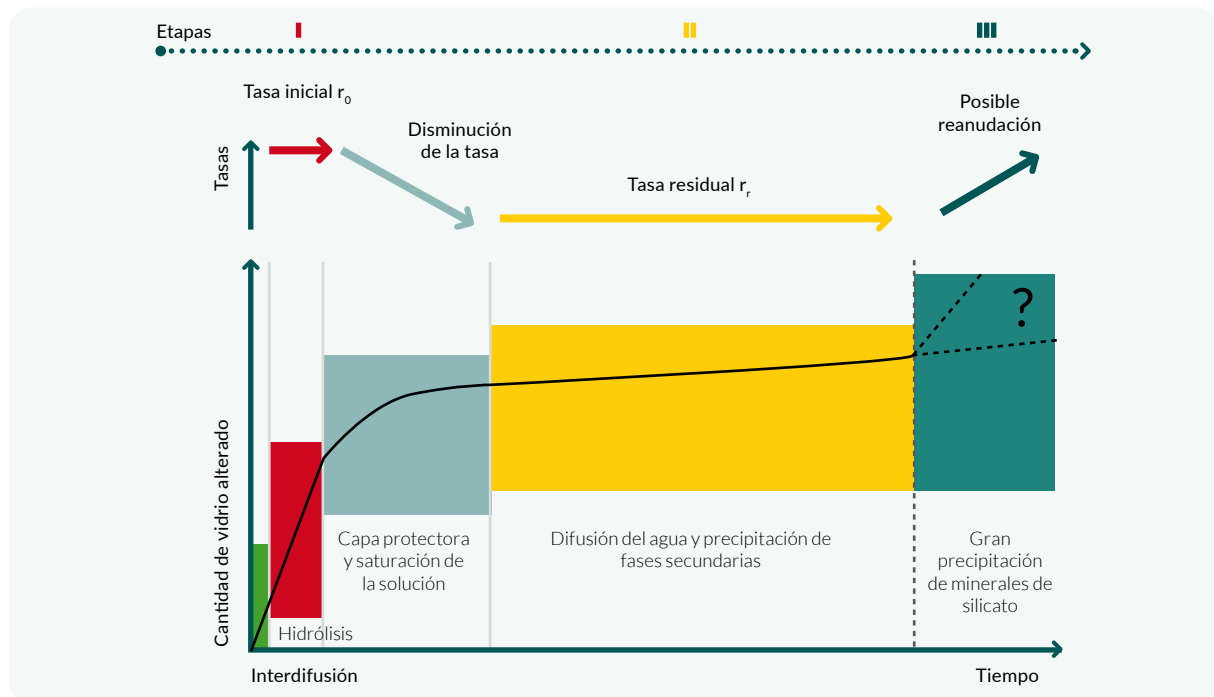


Figura 5-38: Proyecto ACED: etapas de la corrosión de residuos vitrificados y posibles mecanismos condicionantes de la velocidad en que se produce (Gin et al., 2013)

- Participación en el proyecto “DEvelopment of COupled models and their VALidation against Experiments” (DECOVALEX), abril 2020-marzo 2024, (Ficha 4.2.16.)

El proyecto DECOVALEX se inició en 1992 y ha operado en fases de tres o cuatro años desde entonces, siendo la última fase DECOVALEX-2019 que finalizó en abril de 2019.

La fase actual del proyecto ha sido una continuación del esfuerzo internacional multidisciplinar de investigación interactiva y cooperativa para analizar y modelar procesos termo-hidromecánicos (THM) en varias formaciones geológicas y materiales de relleno y sellado de interés para el diseño y el análisis de la seguridad de los almacenes de residuos radiactivos.

Existen varias razones para tener una cooperación internacional en esta área, incluida la mejora conjunta desde múltiples perspectivas de la comprensión básica de los procesos de importancia para la liberación y el transporte de radionúclidos, y la oportunidad de una revisión internacional por pares de los modelos matemáticos empleados. La cooperación también proporcionará el intercambio de bases de datos extensos y valiosos de laboratorio y de campo para fines de validación, y mejorará el estado de la ciencia en cuestiones relacionadas con los procesos THM acoplados.

Enresa ha participado en dos fases del Proyecto DECOVALEX, periodos 1995-1999 y 2000-2003, junto con los grupos de modelación de la UPC y la UPV. En el segundo periodo se contó con financiación de la Unión Europea (EURATOM).

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 4.2 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Mejora de la modelización y metodología de evaluación de casos extremos derivados de las características de los terrenos**

Dar continuidad a los proyectos realizados sobre interacción suelo-estructura (SSI) en edificios singulares.

- **Desarrollo de metodologías para el cálculo de dosis proyectadas en escenarios de extensión del diseño**

Se pretende el desarrollo de metodologías para el análisis de las dosis proyectadas que deriven de diversos escenarios de liberación de material radiactivo, como consecuencia de los escenarios planteados para la aplicación a una instalación de almacenamiento temporal de combustible gastado la Directiva 2014/87/Euratom sobre extensión del diseño. Desarrollo de modelos termohidráulicos y de transporte para RBMA / RBBA y químicos)

Se pretende desarrollar modelos termohidráulicos y de transporte, tanto conceptuales, como modelos geométricos, que incluyan los materiales de barrera y de acondicionamiento, la identificación y modelización de proceso físicos y fisicoquímicos, así como el desarrollo de los métodos de cálculo.

- **Aplicación de modelos termohidráulicos y de transporte de componentes radiactivos y componente químicos en almacenamientos de Enresa**

Consiste en la aplicación de los modelos desarrollados a las instalaciones de almacenamiento de Enresa, con objeto de tener en cuenta las características específicas de cada almacenamiento (geométricas, medio geológico, etc.).

- **Desarrollo de modelos termohidráulicos y de transporte para residuos RBMA / RBBA y componentes químicos en almacenamiento RBMA y RBBA**

Se pretende desarrollar modelos termohidráulicos y de transporte, tanto conceptuales, como modelos geométricos, que incluyan los materiales de barrera y de acondicionamiento, la identificación y modelización de proceso físicos y fisicoquímicos, así como el desarrollo de los métodos de cálculo.

- **Desarrollo y aplicación de modelos hidráulicos, termohidráulicos y de transporte de capas de cobertura**

Consiste en el desarrollo y aplicación de los modelos anteriormente mencionados a las capas de cobertura a instalar en los almacenamientos de residuos RBMA y RBBA.

Se desarrollarán los siguientes modelos conceptuales y numéricos, simulaciones predictivas y análisis de sensibilidad con el objetivo de evaluar el comportamiento del conjunto de materiales que conforman una cobertura y sus implicaciones en el flujo de agua a largo plazo, así como sus consecuencias en la seguridad de la instalación:

- Desarrollo de un modelo termohidráulico y de transporte conceptual y numérico para coberturas sobre celdas RBBA.
 - Desarrollo de un modelo termohidráulico y de transporte conceptual y numérico para la futura cobertura a construir sobre una de las celdas RBMA de la Plataforma Norte.
 - Simulaciones predictivas de comportamiento de las capas de cobertura y de potenciales variaciones de su diseño en función de los resultados obtenidos en los ensayos de laboratorio.
 - Análisis de sensibilidad.
 - Propuesta de ensayos para validación de modelos en caso de que estos fueran necesarios
- **Modelización de flujo y transporte de solutos reactivos en los almacenamientos de residuos radiactivos**

Está prevista la continuación y mejora continua del modelo matemático de flujo y transporte de uranio en el entorno de la Fábrica de Uranio de la Andújar (FUA) que permite realizar simulaciones predictivas sobre las concentraciones de uranio en el acuífero, así como simular de potenciales medidas correctoras.

- **Participación de Enresa en el Proyecto DECOVALEX (Modelos THMC)**

Está prevista la participación en la próxima fase del proyecto que comenzó en marzo de 2024 (Decovalex 2027). Se participará previsiblemente en dos casos de estudio, uno de ellos se centra en la modelación HM del sistema de sellado de un pozo (proyecto SW en el laboratorio subterráneo de Mont Terri). El otro caso es la modelación de flujo y transporte de solutos radiactivos relacionados con el análogo natural de Cigar Lake (Canadá).

- **Modelación del comportamiento hidrogeoquímico en sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos**

Se continuará con la actualización del modelo de flujo de solutos reactivos para completar el Plan de Vigilancia y Mantenimiento del emplazamiento restaurado de la antigua Fábrica de Uranio de Andújar (FUA), en cumplimiento de la Condición 21 de los Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica del plan de desmantelamiento de la instalación.

5.1.6.3. Línea 4.3. Restauración ambiental

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, el proyecto de la Línea 4.3 con actividades en el horizonte del 8º Plan I+D 2019-2023:

- **Aplicación de enmiendas de “Carbocal” en la capa de suelo superficial del emplazamiento restaurado de Saelices El Chico (Salamanca), abril 2012- diciembre 2019, (Ficha 4.3.07)**

En la mina Saelices el Chico (Salamanca) se ha llevado a cabo una intensa labor de reconfiguración y restauración de las explotaciones mineras (escombreras y cortas de mina). Todo el conjunto remodelado se cubrió posteriormente con una multicapa de distintos materiales, entre ellos una capa superficial de unos 30-50 cm de suelo de raña o de suelo de arcosa. Dado que en las rocas encajantes del yacimiento hay abundante pirita, la oxidación de ésta al estar en contacto con las aguas de escorrentía y el aire, provoca acidificación de las aguas del entorno y la lixiviación de los metales pesados y metaloides, entre ellos el uranio. Por ello es necesario el tratamiento de los suelos superficiales para su neutralización. De esta manera puede reducirse en gran medida el riesgo de contaminación de las aguas de lixiviación y de escorrentía. (Figura 5-39)



Figura 5-39: *Filosofía de Recuperación Natural Asistida*

En este proyecto se ha estudiado la posibilidad de aumentar la capacidad de amortiguación del suelo de cubierta (raña o arcosa) mediante el uso de una enmienda caliza “Carbocal”, un producto suministrado por la empresa AZUCARERA, SA. De esta manera se ha pretendido reducir la acidez y la concentración de metales y metaloides en las aguas del entorno de la mina de Saelices el Chico.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, el siguiente proyecto de interés de la Línea 4.3 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Optimización en la gestión de materiales residuales NORM (OPTINORM)**

El objetivo principal de este proyecto es investigar las posibles alternativas para la gestión segura de materiales residuales generados por industrias NORM desde el punto de vista de la protección radiológica, y el estudio de su posible futura implementación de alguna de ellas en España, realizando un seguimiento de los desarrollos internacionales en la gestión de residuos NORM.

Otro objetivo del proyecto es la actualización y mejora de la herramienta de cálculo CROM, desarrollando un módulo nuevo de cálculo que incorpore un modelo dinámico de transferencia suelo-planta para radionúclidos naturales y una modelización de las aguas subterráneas que permita el estudio en situaciones de exposición relacionadas con los materiales residuales NORM. También se mejorará la interfaz con el usuario.

5.1.6.4. Línea 4.4. Protección radiológica

Se trata de proyectos en los que se ha hecho un seguimiento de proyectos internacionales relacionados con la protección radiológica, sean éstos promovidos por EURATOM, NEA, OIEA, o las diferentes plataformas o asociaciones europeas, y suelen incorporar entre sus resultados aplicación de sus avances a casos españoles. Enresa ha contado siempre con la colaboración de Ciemat para incrementar las capacidades en protección radiológica desde el punto de vista de I+D.

Actividades realizadas

Se describen, a continuación, el proyecto de la Línea 4.4 con actividades en el horizonte del Plan 2019-2023:

- **Mejora en el conocimiento de los factores que fortalecen la cultura de seguridad, octubre 2023-octubre 2027 (Ficha 4.4.07.)**

Es un proyecto que busca mejorar el conocimiento de los factores que fortalecen la cultura de seguridad, en concreto, la mejora del comportamiento y las actitudes en seguridad del personal y de la organización. Se investigará sobre las palancas que impulsan una fuerte cultura de seguridad, aumentando el conocimiento sobre conceptos sociotécnicos y su impacto en la organización. En particular, se elaborarán protocolos de intervención organizativa para ayudar a la mejora de la cultura organizativa y se diseñarán actividades para el fomento y mejora continua de la cultura de seguridad.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 4.4 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Análisis dinámico del comportamiento de los contenedores de transporte de combustible gastado en condición de accidente de pérdida de confinamiento**

Estudio de la migración de radionucleidos desde el contenedor a la atmósfera, en caso de ocurrencia de cualquier accidente que obligase, durante el proceso de descarga en una celda, el retorno de dicho contenedor hacia el área de preparación.

- **Desarrollos en la metodología y el modelo genérico de evaluación de seguridad de la biosfera en C.A. El Cabril (BIOMODES)**

El objeto de este Convenio es, por un lado, mejorar la metodología de evaluación de seguridad de la biosfera que se utiliza en España para la evaluación del impacto radiológico ambiental, la cual forma parte de los estudios de evaluación de la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos, y por otro, desarrollar modelos específicos que mejoren la forma de evaluar el comportamiento de los contaminantes en los ecosistemas españoles, teniendo en cuenta la evaluación de dosis en humanos y biota.

Las evaluaciones de la biosfera estiman el impacto radiológico potencial derivado de la liberación y migración de los radionucleidos desde un sistema de almacenamiento y a través de las barreras de ingeniería y el medio geológico, siendo en la biosfera donde se evalúa la efectividad de un sistema de almacenamiento, bien en términos de concentraciones de actividad de los radionucleidos, bien en la dosis efectiva que recibiría el individuo representativo o en los niveles de exposición a la biota.

5.1.6.5. Línea 4.5. Clima y suelos

En esta línea se incluyen las actividades de I+D relacionadas con la caracterización de emplazamientos y estudios ambientales y paleoambientales de soporte del análisis de seguridad. No se ha realizado ningún proyecto de esta línea en el 8º Plan de I+D, ni hay previsión de proyectos a futuro.

5.1.7. Área 5. Actividades horizontales: infraestructura de apoyo, coordinación, gestión del conocimiento

Esta área horizontal incluye las actividades relacionadas con acciones de apoyo al seguimiento de proyectos de I+D, gestión de los activos tecnológicos y retorno de experiencia, y acciones encaminadas a la preservación del conocimiento, registros y de la memoria, a corto, medio y largo plazo.

Se han clasificado los trabajos en tres líneas de acción siguientes:

- Línea 5.1, Apoyo infraestructuras
- Línea 5.2, Coordinación
- Línea 5.3, Gestión de activos

5.1.7.1. Línea 5.1. Apoyo infraestructuras (Centros Tecnológicos)

No se han realizado proyectos de esta línea en el horizonte del 8º Plan I+D (2019-2023).

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 5.1 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Investigación sobre las tecnologías de ciberseguridad y su aplicación a instalaciones de almacenamiento de combustible gastado y residuos de alta actividad en seco**

Desarrollo de estrategias y técnicas para la protección frente a la intrusión y frente a los fallos de los sistemas informáticos, reduciendo la vulnerabilidad de los sistemas de seguridad de este tipo de instalaciones.

- **Estudio de capacidades digitales para el seguimiento de las situaciones de emergencia y accidentales en instalaciones de almacenamiento de combustible gastado y residuos de alta actividad en seco**

Estudio de soluciones innovadoras en materia de monitorización de la radiación y control de personas, especialmente orientadas a su uso y aplicación en situaciones accidentales o de emergencia. Se pretende avanzar en el estudio de estrategias para el uso de sistemas de forma remota en dichas situaciones (tanto para monitorización como para recogida de información).

El modelo propuesto en accidentes es preferentemente analógico y cableado, sin embargo, esto no excluye la posibilidad de investigar en las capacidades digitales como alternativas disponibles una vez conocida y probada su robustez y seguridad. Así, por ejemplo, se estudiarán las siguientes aplicaciones:

- El uso de medidores convencionales de radiación sobre nuevos equipos, cámaras, drones, etc., que permitan tomar medidas en remoto.
- El uso de pulseras personales inteligentes que incorporen tecnologías de localización, y que sirvan para llevar un control de presencia, conocer el estado de la evacuación, realizar recuentos, etc.

De este estudio se obtendrían recomendaciones que podrían ser de aplicación en la elaboración del Plan de Emergencia Interior de las instalaciones.

5.1.7.2. Línea 5.2. Coordinación

Las actividades encaminadas a facilitar la coordinación del plan y de vigilancia tecnológica se incluyen en esta línea. Esto incluye básicamente la participación en plataformas de I+D asistencia a reuniones de coordinación de proyectos, e intercambios de experiencia, etc. (descritas en Vigilancia tecnológica, Foros de I+D)

A partir del desarrollo de esta línea se tiene una visión actualizada de las actividades de I+D, enfocadas a la gestión de residuos radiactivos y a la protección radiológica, a nivel internacional. También se incluyen síntesis y evaluaciones de los resultados propios, así como una síntesis de los resultados de la I+D propia.

Actividades realizadas

Se describe, a continuación, el proyecto de la Línea 5.2 con actividades en el horizonte del Plan 2019-2023:

- Participación en la plataforma tecnológica europea IGD-TP (Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform), enero 2012- diciembre 2023, (Ficha 5.2.02)

2040: Hacia la industrialización de la gestión de residuos radiactivos en Europa



Figura 5-40: Visión definida para la etapa de la plataforma del año 2020 en adelante

La Plataforma Tecnológica para la Implantación del Almacenamiento Geológico de Residuos Radiactivos (IGD-TP) se dedica a poner en marcha y llevar a cabo iniciativas estratégicas europeas para facilitar la implantación gradual del almacenamiento geológico profundo y seguro

del combustible gastado, los residuos de alta actividad y otros residuos radiactivos de vida larga. Su objetivo es abordar los retos científicos, tecnológicos y sociales pendientes y apoyar los programas europeos de gestión de residuos.

La IGD-TP se puso en marcha el 12 de noviembre de 2009 por iniciativa de la Comisión Europea y las organizaciones de gestión de residuos. Actualmente financiado exclusivamente por las organizaciones de gestión de residuos, el grupo da la bienvenida a todas las partes interesadas (industria, investigación y mundo académico, centros de investigación, organizaciones técnicas de seguridad, organizaciones no gubernamentales, asociaciones, PYME, ...) que respalden la visión de la IGD-TP y estén dispuestas a contribuir de forma positiva y constructiva a los objetivos del grupo, como el establecimiento y la aplicación de la Agenda Estratégica de Investigación y la participación en el intercambio de información y la transferencia de conocimientos.

Actualmente participan prácticamente la totalidad de Agencias Europeas. La estructura de la plataforma está compuesta por un Grupo Ejecutivo (Executive Group), que es el órgano de decisión y gestión de la plataforma del que Enresa forma parte, que está asistido por una Secretaría y un Fórum para el intercambio (Exchange Forum) de información y discusión de las necesidades de I+D+d y sus resultados.

Se ha publicado un documento de visión, una agenda estratégica de investigación y un plan de implementación de las actividades de I+D+i identificadas en orden a su importancia y prioridades asignadas.

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, el siguiente proyecto de interés de la Línea 5.2 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- **Participación en la plataforma tecnológica europea IGD-TP (Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform)**

Se continuará participando en la plataforma europea IGD-TP, como miembros del Executive Group.

5.1.7.3. Línea 5.3. Gestión de activos

En esta línea se incluyen las actividades de I+D relacionadas con la gestión de los productos que la I+D va generando y su transferencia a la gestión. En los últimos años la sociedad, al menos la relacionada con la gestión de residuos radiactivos, ha tomado conciencia de la importancia de los conocimientos por su alto nivel, y la gran especificidad de los temas tratados. Esta preocupación ha hecho que los aspectos de **gestión y preservación del conocimiento**, de la documentación, de la transmisión vía mediática o no, hacia futuras generaciones se perciban a nivel general europeo como algo esencial. Se basa en las siguientes circunstancias:

- La gestión de los residuos radiactivos abarca periodos de tiempo muy largos, desde, como poco 15 generaciones (más de 375 años desde la concepción del C.A. El Cabril), hasta ya cientos de generaciones cuando se trata de un AGP. La gestión temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad tendrá una duración de no menos de 80 años, cuatro generaciones.

- Son pocas o muy pocas las empresas / organizaciones que están involucradas, tanto a nivel nacional como internacionalmente.
- Actualmente la mayor parte de las personas que iniciaron estas actividades están ya o están próximas a abandonar el mundo laboral activo.
- Hay en general poco interés por las jóvenes generaciones por las actividades relacionadas con radiactividad, en todo el ciclo, desde la generación hasta el almacenamiento definitivo.

En Enresa, una herramienta para la gestión de sus activos de I+D son las “Fichas de Memoria”, que son un instrumento que resume de forma muy concisa un proyecto o actividad de I+D, y que puede utilizarse con carácter divulgativo (Figura 5-41). Además del resumen, se incluye el listado de documentos que se han producido en el proyecto.

Identificación

6º Plan de I + D de ENRESA (2009-2013)
Área 3. Materiales y sistemas de confinamiento
Línea 3.1. Caracterización y comportamiento de materiales

3.1.01. Medida de pH en hormigones especiales para el almacenamiento de residuos (proyecto de colaboración entre SKB, POSIVA, NAGRA, NUMO, NDA y ENRESA)

Línea 3.1
 Inicio: junio - 2009 Fin: noviembre - 2011 Estado: Terminado Organización: SKB y CSIC-CISDEM Responsable: mcup

Figuras relevantes

Objetivos, justificación

Objeto y alcance

Dentro del desarrollo de hormigones especiales para el almacenamiento de residuos de alta actividad, se ha realizado en colaboración con SKB, NAGRA, POSIVA, NUMO y NDA un proyecto sobre hormigones de bajo pH para su utilización potencial para el aislamiento de residuos radiactivos.

Una vez completado, se constató que existe un vacío de conocimiento en lo que se refiere a un método común y aceptado por todos, para determinar y comparar los resultados de las mediciones de pH de dichos hormigones. Una medición fiable del pH de una muestra resulta imprescindible en el proceso de desarrollo de hormigones de bajo pH, dado que se utiliza un valor de pH como valor de referencia y criterio de aceptación. En el proyecto este valor es de menos de 11 que es el pH por debajo del cual se acepta que las condiciones químicas creadas por el hormigón no afectan a la capacidad de hinchamiento de las arcillas de bentonita que están en contacto con el hormigón.

La agencia sueca SKB, coordinadora del proyecto, ha preseleccionado al Centro de Investigación en Seguridad y Durabilidad Estructural y de Materiales (CISDEM-CSIC-IBM) para la realización del trabajo, cuyo coste se repartirá a partes iguales entre las seis agencias promotoras del anterior proyecto.

Plan de trabajo

Tarea 1. Evaluación de los métodos de medición de pH.
Tarea 2. Confirmación y aplicación de dos métodos de medición de pH en todos los laboratorios involucrados.
Tarea 3. Evaluación y preparación de informes de los resultados de las mediciones realizadas.
Tarea 4. Fabricación de diferentes materiales de cemento de bajo pH para medir el pH del fluido intersticial.
Tarea 5. Medición del pH materiales de cemento de bajo pH seleccionados por los socios del proyecto.
Tarea 6. Evaluación de los resultados obtenidos.
Tarea 7. Definición final del método de medición de pH y preparación de informes.

Planificación del proyecto

6º Plan de I + D de ENRESA (2009-2013)
Área 3. Materiales y sistemas de confinamiento
Línea 3.1. Caracterización y comportamiento de materiales
Resultados y conclusiones

Introducción

El presente trabajo de investigación ha enmarcado dentro de un proyecto internacional enfocado al desarrollo de protocolos que permitan determinar de un modo sencillo y eficaz, el pH del fluido de los poros de materiales base cemento de bajo pH. Considerando este punto, los trabajos de laboratorio del CISDEM se han encuadrado dentro de las siguientes tareas:

- Tarea 2 del proyecto, centrada en la realización de los ensayos enfocados a determinar el pH y la composición química del fluido de los poros de una pasta de cemento de bajo pH empleando los protocolos de ensayo optimizados por el propio CISDEM durante la Tarea 1 del mismo.
- Tarea 4 del proyecto, se han diseñado y fabricado probetas de hormigón de bajo pH.
- Tarea 5: análisis del fluido de los poros de los materiales desarrollados, en la Tarea 4, empleando los protocolos de medida evaluados e implementados durante la Tarea 2.

Además, el CISDEM ha realizado análisis estadísticos y evaluado los resultados obtenidos en las tareas 2 y 5 por todos los laboratorios involucrados en el proyecto, con el objetivo de implementar los protocolos de medida definidos.

Análisis del fluido de los poros de una pasta de cemento de bajo pH-Tarea 2

En esta tarea, el CISDEM ha analizado el fluido de los poros de tres probetas de pasta de cemento de bajo pH. El pH de la fase acuosa de estas pastas de cemento se determinó a los 90 días de curado.

Resultados: resumen, resultados, conclusiones, referencias

El método de referencia, por ser el más empleado de acuerdo con diferentes trabajos publicados en la literatura.

- Protocolo 2) Método de medida del pH en suspensión acuosa. Este protocolo presentaba dos variantes: medida del pH directamente en la suspensión acuosa y medida del pH en el fluido resultante del filtrado de la suspensión acuosa. Estos métodos de medida han sido considerados como métodos de rutina dentro del estudio, por ser sencillos y de relativa fácil aplicación en laboratorio.

Ambos protocolos de medida fueron desarrollados y/o implementados por el propio CISDEM.

En cada uno de los protocolos, la medida del pH se llevó a cabo siguiendo dos procedimientos:

- Medida directa: realizada directamente con un electrodo de pH, calibrado en el rango de pH 7-13, empleando también un sensor de temperatura.
- Medida indirecta: el valor de pH se obtuvo a partir de la determinación de la concentración de iones OH⁻, realizada mediante valoración siguiendo la norma ASTM D 1067-92 "Standard test methods for acidity or alkalinity of water".

Además del pH y la concentración de OH⁻, en los filtrados se analizó la composición de la fase acuosa. Los iones evaluados en el fluido extraído fueron: Ca²⁺, Mg²⁺, Na⁺, K⁺, Si⁴⁺, SO₄²⁻, Al³⁺ y Fe³⁺.

En esta tarea el CISDEM también recopiló y evaluó los datos obtenidos por los otros 8 laboratorios implicados en el estudio con el fin de implementar los protocolos de medida evaluados e implementados durante la Tarea 2.

Del mismo modo que en la Tarea 2, en esta tarea el CISDEM recopiló y evaluó los datos obtenidos por los otros 8 laboratorios implicados en el estudio con el fin de implementar los protocolos de medida evaluados, empleando la misma norma ISO 5725 "Accuracy (Trueness and Precision) of Measurement Methods and Results". Con ellos se evaluó la repetibilidad y la reproducibilidad de los tres métodos de medida, así como la veracidad de los métodos de rutina con respecto al método de referencia. Tras esta evaluación, se llevaron a cabo pequeños ajustes en los protocolos de medida.

Diseño y fabricación de probetas de hormigón de bajo pH -Tarea 4

Dentro de la tarea 4 el CISDEM diseñó un hormigón de bajo pH empleando materiales especiales, y basándose en los hormigones diseñados para la construcción de tapones de hormigón en almacenes geológicos profundos de residuos de alta actividad (tapones piloto realizados en Aspo, Suecia, y Grimsel, Suiza), que se llevaron a cabo dentro del proyecto ISSREB (en el que también participó junto con Enresa). Se fabricaron 12 probetas cilíndricas de dimensiones 15x30 cm, el 29 de junio de 2010. Las probetas de hormigón se curaron a 100% de humedad relativa y 21°C durante 28 días. Tras este periodo cada probeta fue cortada en tres trozos idénticos (15x10 cm). Después, todas las muestras se volvieron a meter en la cámara húmeda hasta que se enviaron a los laboratorios establecidos en la Tarea 2. El envío se realizó el 7 de septiembre de 2010 y cada laboratorio recibió tres probetas.

Análisis del fluido de los poros de cuatro materiales base cemento de bajo pH -Tarea 5

Se emplearon equipos que suministran los poros, siguiendo los protocolos de medida evaluados e implementados durante la Tarea 2.

Del mismo modo que en la Tarea 2, en esta tarea el CISDEM recopiló y evaluó los datos obtenidos por los otros 8 laboratorios implicados en el estudio con el fin de implementar los protocolos de medida evaluados, empleando la misma norma ISO 5725 "Accuracy (Trueness and Precision) of Measurement Methods and Results". De este modo, se volvió a evaluar la repetibilidad y la reproducibilidad de los tres métodos de medida de cuatro materiales de bajo pH distintos, así como la veracidad de los métodos de rutina con respecto al método de referencia.

Los resultados obtenidos han sido prometedores y han permitido el desarrollo de métodos de medida del pH del fluido de los poros de materiales base cemento de bajo pH. Estos métodos han demostrado ser repetitivos, dentro de unas mismas condiciones, reproducibles en diferentes laboratorios y suficientemente precisos para ser empleados en materiales base de cemento de bajo pH.

Referencias

Mª Cruz Alonso, J. L. García Calvo, "Considerations from the results obtained in Task 5 by the different laboratories involved. Final defined pH measurement methods". Informe nº 7 Contrato CM-7-10 Madrid, de Julio de 2011. 16 páginas.

Figura 5-41. Modelo de “Ficha de Memoria de I+D”

Actividades previstas

Se han identificado, inicialmente, los siguientes proyectos de interés de la Línea 5.3 en el horizonte del 9º Plan I+D:

- Apoyo actividades NEA relacionadas con gestión de residuos radiactivos (CG y RAA, RBMA, RBBA)

Contribución a bases de datos, proyectos I+D, etc. como apoyo a actividades de la NEA relacionadas con la gestión de residuos radiactivos.

- **Colaboración en las actividades de gestión de conocimientos de los proyectos de EURATOM (EURAD-2, Inno4graph 2, otros)**

Contribución en actividades relacionadas con preservación y transmisión de conocimiento.

- **Estudio de la experiencia operativa en los sectores industriales de alto riesgo**

Desarrollo de modelos para las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado sobre la experiencia operativa, mediante la utilización y aplicación de modelos internacionales, nuevos métodos y herramientas de apoyo a este tipo de análisis. Se trata de investigar el sector nuclear y otros sectores de alto riesgo, como puedan ser el petroquímico o el aeronáutico, para su traslado a las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado.

- **Estudio de la influencia de los sistemas sociotécnicos en la seguridad nuclear**

Se trata de investigar la influencia del conjunto tecnología-persona-organización en la seguridad de las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado. Estudiar el impacto de los cambios organizativos en la seguridad nuclear y analizar la fiabilidad humana, a través de la investigación en el sector nuclear y en otros sectores de alto riesgo (por ejemplo, petroquímico y aeronáutico) para estudiar la probabilidad de fallo de la acción humana en las tareas de mantenimiento y operación, de modo que se puedan evaluar las consecuencias de dicho fallo y, por lo tanto, la influencia del mismo en el contexto tecnológico.

- **Estudio de las técnicas de gestión de proyecto y obra en el mundo nuclear**

Se pretende el retorno de la experiencia en la gestión y construcción de proyectos de otras instalaciones nucleares de referencia, de modo que se puedan recuperar lecciones aprendidas de aplicación al proyecto de construcción de una instalación de almacenamiento temporal de combustible gastado. Se estudiará tanto la organización, como los métodos, herramientas y estándares aplicados en la gestión de grandes proyectos y obras, en particular, los desarrollados en el ámbito nuclear.

- **Análisis de las capacidades que ofrece la ingeniería digital, aplicables a los programas de formación y entrenamiento**

Se trata de investigar la influencia del conjunto tecnología-persona-organización en la seguridad de las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado. Estudiar el impacto de los cambios organizativos en la seguridad nuclear y analizar la fiabilidad humana, a través de la investigación en el sector nuclear y en otros sectores de alto riesgo (por ejemplo, petroquímico y aeronáutico) para estudiar la probabilidad de fallo de la acción humana en las tareas de mantenimiento y operación, de modo que se puedan evaluar las consecuencias de dicho fallo y, por lo tanto, la influencia del mismo en el contexto tecnológico.



6

6. Presupuestos y financiación

Las actividades de I+D en gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento de instalaciones nucleares forman parte de las tareas encomendadas a Enresa, 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, y su financiación se realiza con cargo al Fondo para la financiación de actividades del Plan General de Residuos Radiactivos. En la Tabla 6-1 se indica la cantidad presupuestada, y la adjudicada, así como el porcentaje de ejecución para la realización de actividades de I+D en cada uno de los planes de I+D.

A efectos presupuestarios y de organización, se considera que un proyecto pertenece al Plan de I+D al que corresponda el horizonte temporal de su año de inicio.

Tabla 6-1: Cantidades presupuestadas y adjudicadas en cada Plan de I+D de Enresa

Plan I+D	Presupuestado en el plan (€)	Adjudicado	% ejecución
1º (1987 -1991)	32,1	9,2	28,7%
2º (1991 -1995)	43,3	37,0	85,5%
3º (1995 -1999)	50,4	42,1	83,5%
4º (1999 -2003)	29,7	35,1	118,2%
5º (2004 - 2009)	28,3	22,4	79,2%
6º (2009 - 2013)	22,3	17,8	79,8%
7º (2014 - 2018)	27,0	17,8	66,02%
8º (2019 - 2023)	31,7	14,1	44,56%
9º (2024 - 2028)	31		

La distribución de las cantidades adjudicadas cada año por Áreas del 8º Plan de I+D para el periodo 2019 – 2023, es la que se indica en la Tabla 6-2. Se considera, para cada año, los proyectos de I+D que se han adjudicado en ese año.

Dado que varios proyectos son, o han sido, de costes compartidos con otras organizaciones, sobre todo los relacionados con la participación en los Programas Marco Europeos (EURATOM) el valor de la información y conocimiento generado por la I+D es superior al indicado.

Para el nuevo Plan se contempla igualmente el desarrollo de proyectos relevantes en los que haya participación de varias organizaciones, tanto a nivel nacional como internacional (EURAD-2), compartiendo gastos y equipos, por lo que el valor de la información a generar, para la misma inversión de Enresa, será mucho mayor.

Tabla 6-2: Importes anuales adjudicados por Áreas del Plan de I+D (2019-2023)

	2019	2020	2021	2022	2023	Total
1. Tecnología del residuo	328.326	2.943.199	843.151	139.239	1.477.394	5.731.309
2. Tecnología y procesos de tratamiento y acondicionamiento, y desmantelamiento.		588.471			2.258.170	2.846.641
3. Materiales y sistemas de confinamiento	1.329.467	588.879	1.526.164	799.750		4.244.260
4. Evaluación del comportamiento, de la seguridad, protección radiológica y modelación asociada	211.251	333.613		109.980	395.217	1.050.061
5. Infraestructura y coordinación	62.100					62.100
	1.923.144	4.454.162	2.369.315	1.048.969	4.130.781	13.934.371

Además, se analizarán las posibilidades u oportunidades que se promuevan desde el Ministerio de Ciencia e Innovación y Universidades, a través de las convocatorias correspondientes, respecto de ayudas públicas para la realización de proyectos de I+D+i, enmarcadas en los Planes Estatales de Investigación Científica y Técnica y de Innovación.

De un modo gráfico, se muestra la información de la Tabla 6-2 en la Figura 6-1 y la Figura 6-2, cantidades adjudicadas correspondientes al 8º Plan de I+D (2019-2023) por Áreas, en valor absoluto y en porcentaje.

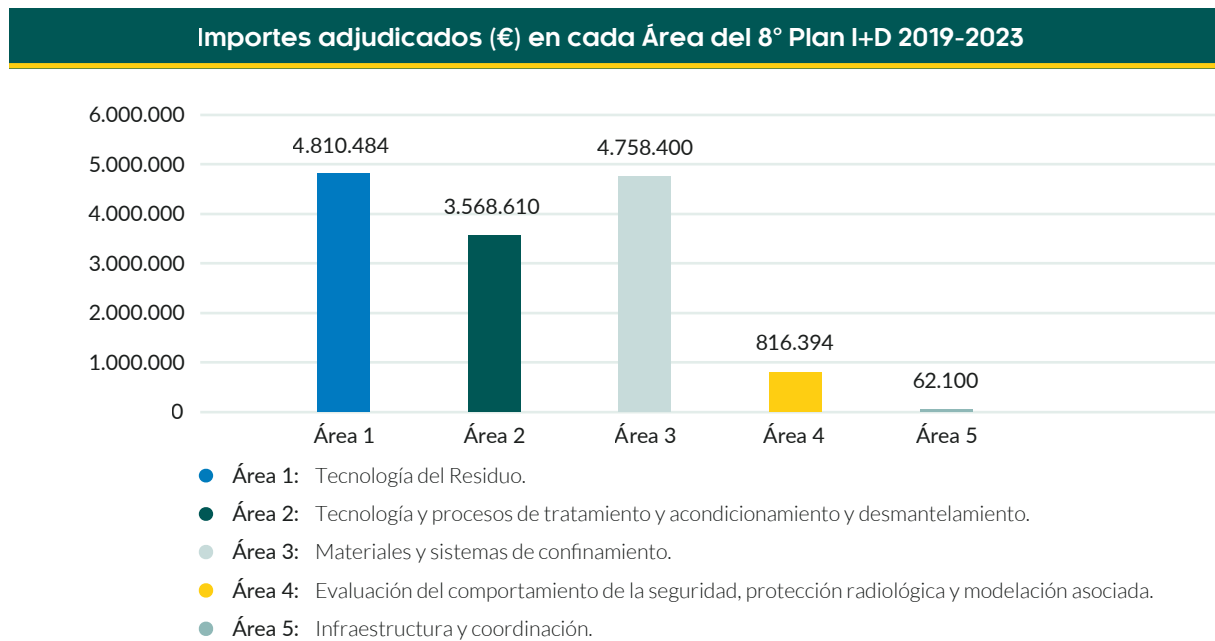


Figura 6-1: Importes adjudicados (€) en cada Área del 8º Plan de I+D (2019-2023)

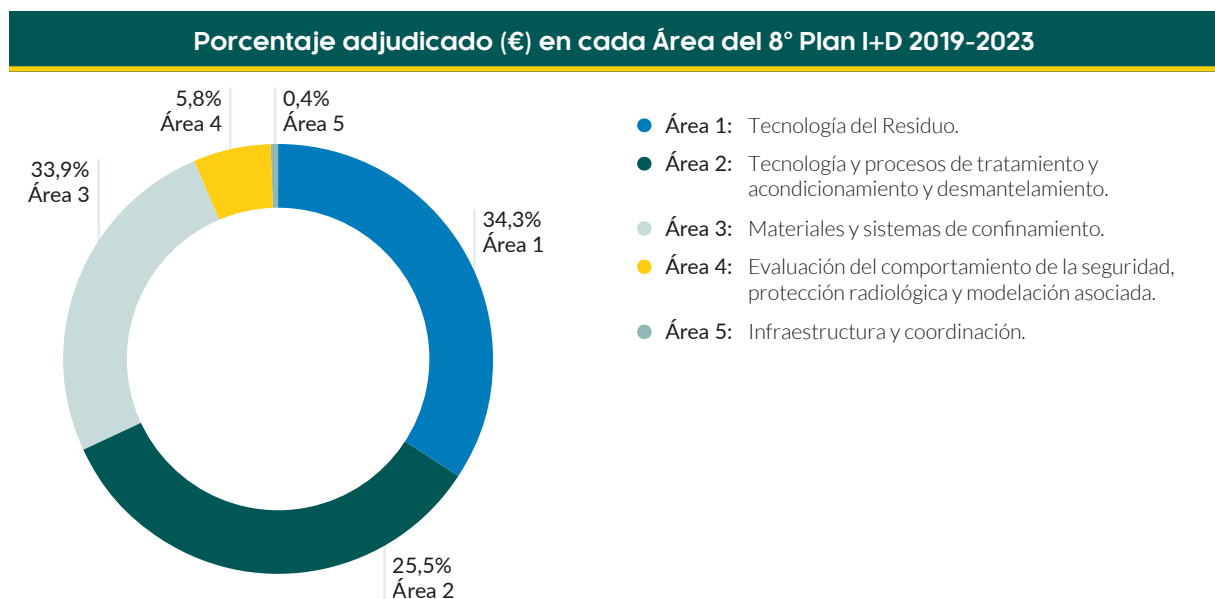


Figura 6-2: Porcentaje adjudicado en cada Área del 8º Plan de I+D (2019-2023)

Es interesante, también, destacar el número de proyectos por Área del 8º Plan de I+D en valor absoluto y en porcentaje (2019-2023), que se muestra en la Figura 6-3 y en la Figura 6-4.

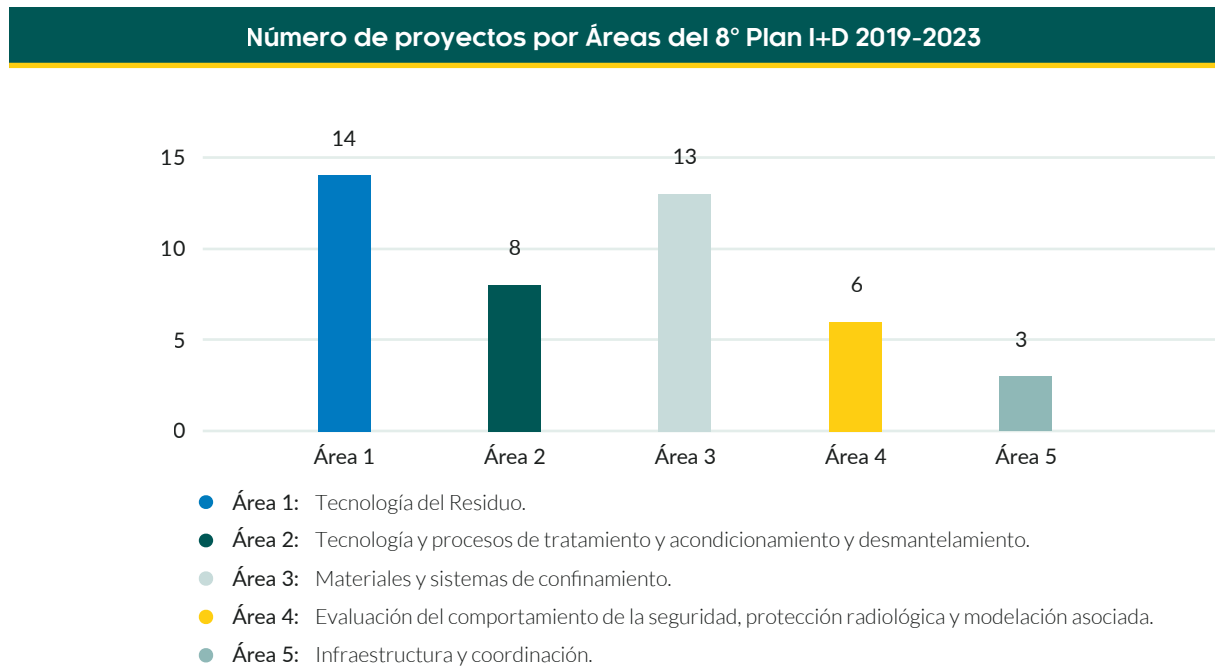


Figura 6-3: Número de proyectos por Áreas del 8º Plan de I+D (2019-2023) en valor absoluto

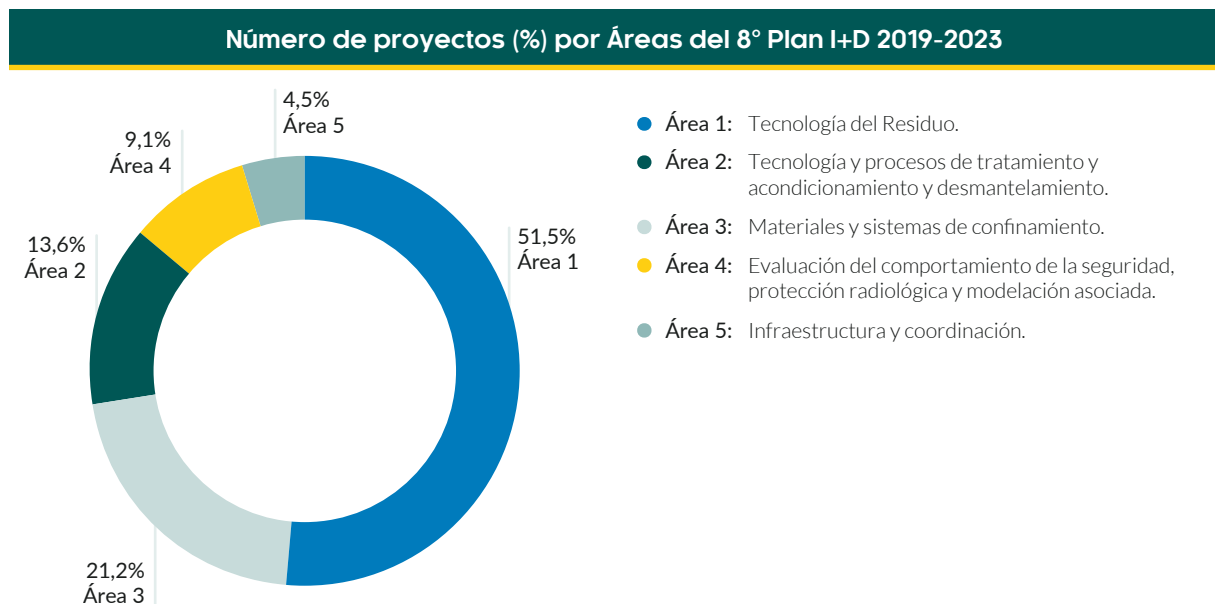


Figura 6-4: Número de Proyectos por Área de Investigación 8º Plan I+D (2019-2023) en porcentaje

Enresa, para el desarrollo de sus proyectos de I+D, cuenta con la colaboración de diferentes entidades (universidades, empresas, centros de investigación, etc.). La Figura 6-5 muestra el número de proyectos del 8º Plan de I+D (2019-2023) por entidades participantes.

Número de proyectos por entidades del 8° Plan I+D 2019-2023

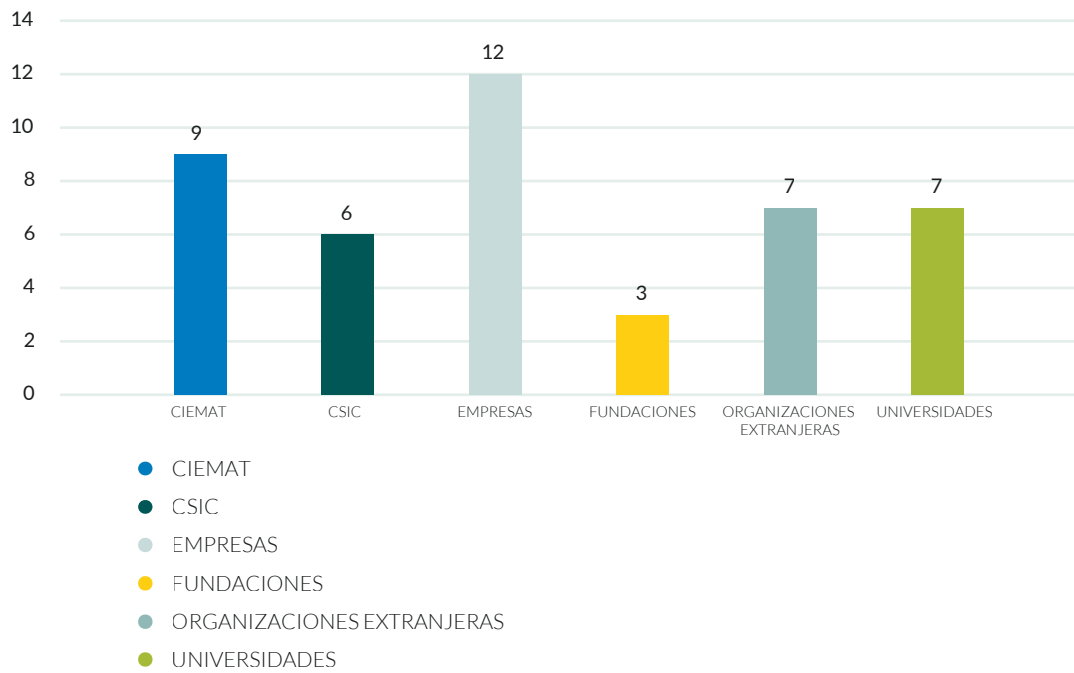


Figura 6-5: Número de Proyectos por entidades del 8° Plan I+D

En base a la previsión de nuevos proyectos para el 9° Plan de I+D (2024-2028), la siguiente figura muestra la estimación del número de proyectos nuevos previstos por Áreas para el periodo 2024-2028.

Número de proyectos previstos por Áreas en el 9° Plan I+D 2024-2028

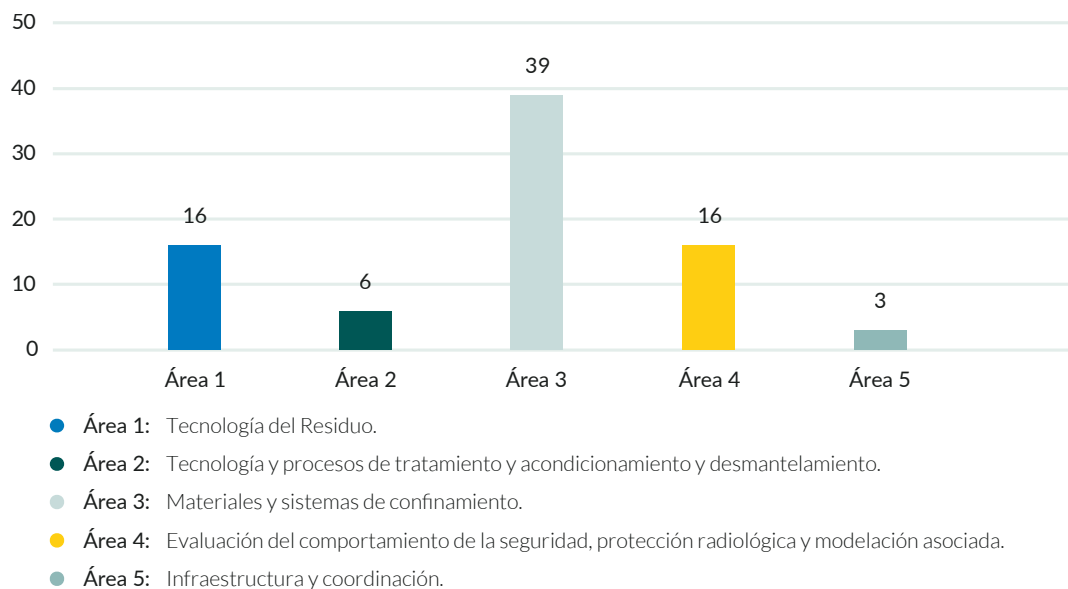


Figura 6-6: Número de proyectos previstos por Áreas en el 9° Plan de I+D (2024-2028)

A continuación, se expone la inversión estimada en I+D prevista, en porcentaje, por Áreas para el periodo 2024 – 2028. (Figura 6-7)

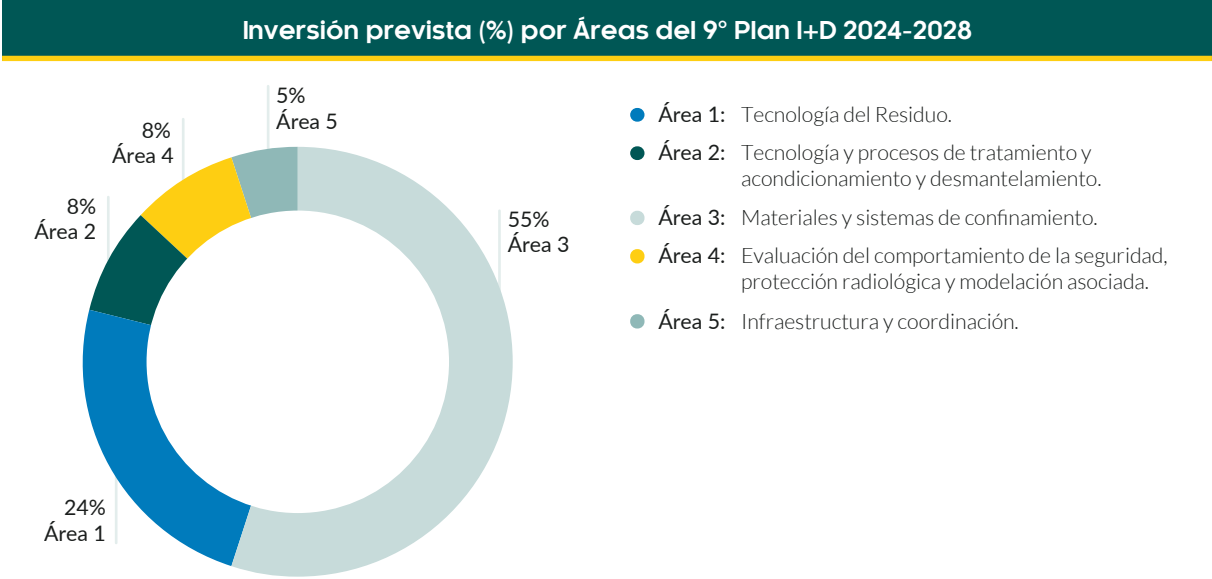


Figura 6-7: Inversión estimada prevista (%) por Áreas en el 9º Plan de I+D (2024-2028)



7. Seguimiento del plan

El Departamento de Cooperación Internacional e I+D de Enresa preparó en 2023 un procedimiento para la coordinación y seguimiento de proyectos de I+D, con el objetivo de regular el establecimiento, definición y seguimiento de los proyectos de I+D en Enresa, de acuerdo con la norma UNE 166002: 2021. Gestión de la I+D+i. Requisitos del sistema de gestión de la I+D+i.

En concreto, el objeto del procedimiento es establecer y definir los proyectos de I+D de Enresa de acuerdo con el Plan de I+D vigente en cada momento, y realizar el control y seguimiento de estos proyectos durante su desarrollo y definir sus productos, a fin de aplicar sus resultados a la gestión de los residuos radiactivos.

7.1. Propuesta de proyectos

De acuerdo con el Procedimiento para la coordinación y seguimiento de proyectos de I+D (079-PC-CY-0001), corresponde a los jefes de departamento proponer nuevos proyectos de I+D, que serán aprobados por el director técnico, así como designar a los responsables de proyecto.

La temática y clasificación de los proyectos de I+D se determina teniendo en cuenta el grado de desarrollo tecnológico alcanzado hasta la fecha, las condiciones de contorno, tanto nacionales como internacionales, y los hitos de gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento de instalaciones nucleares a los que debe hacer frente.

La clasificación establecida facilita el seguimiento técnico y económico de los proyectos. Cualquier proyecto de I+D que se prevea formalizar debe estar asignado a una de las áreas y líneas del Plan de I+D de Enresa. Cada proyecto debe tener unos objetivos que se ajusten, al menos, a una línea de las indicadas en el Plan de I+D. Puede ocurrir que un proyecto pueda ajustar sus objetivos parcialmente a más de una línea, en cuyo caso se encuadrará en una de ellas, a criterio del responsable de coordinación de I+D, teniendo en cuenta los argumentos del departamento o dirección proponente y de la unidad de coordinación de I+D.

7.2. Herramientas de control y seguimiento

El control y seguimiento del Plan de I+D, en su conjunto y de cada proyecto en particular, forma parte del sistema de gestión de I+D. Se encuentra regulado en el procedimiento para la coordinación y seguimiento de proyectos de I+D antes mencionado.

Se consideran tres niveles de control de las actividades de I+D:

1. A nivel de proyecto. A este nivel está involucrado, principalmente, el responsable de la dirección de proyecto y su jefe de departamento.
2. A nivel de coordinación de I+D. Están involucrados el responsable de coordinación de I+D, la unidad de coordinación de I+D, los responsables de la dirección de proyectos de I+D y sus jefes de departamento.
3. A nivel de dirección. Están implicados los directores de la Dirección Técnica, los jefes de departamento y el responsable de coordinación de I+D.

1. Control y seguimiento a nivel de proyecto

Los proyectos promovidos y dirigidos por Enresa tendrán un sistema de seguimiento de manera que se pueda conocer el grado de avance, y posibles desviaciones, respecto de la programación establecida, con el fin de poder anticipar las acciones correctivas que se estimen oportunas en cada momento. Existen diferentes medios para realizar esta tarea, siendo los más comunes los que se incluyen a continuación.

- Reuniones periódicas. Son reuniones programadas desde el comienzo del proyecto cuya cadencia es habitualmente semestral, a veces trimestral. A ellas acuden, como mínimo, los responsables del proyecto de cada parte. En algunos proyectos, normalmente los que adoptan la forma de convenios de colaboración, se establece formalmente una comisión de seguimiento que debe reunirse, al menos, dos veces al año. De todas estas reuniones debe emitirse el acta correspondiente que recoja los acuerdos adquiridos y el seguimiento técnico y económico del proyecto.
- Reuniones *ad hoc*. Se convocan para tratar temas puntuales motivados por el desarrollo del proyecto (hitos prefijados, puntos de decisión, resultados no previstos, etc.).
- Informes de seguimiento técnico. Se preparan con periodicidad semestral, aunque puede decidirse otra cadencia, como trimestral o anual, a partir del juicio experto del coordinador de I+D y del jefe del departamento correspondiente, y que depende de la naturaleza y duración de los trabajos a realizar.

- Evidencias documentadas del cumplimiento de los hitos del proyecto.
- Entrega de los productos previstos del proyecto.
- Emisión del informe final del proyecto
- Emisión de una propuesta de póster.
- Ficha de memoria, herramienta para la gestión de activos de I+D, que resume de forma muy concisa un proyecto o actividad de I+D de Enresa, cuyo contenido se ha descrito en el capítulo 5, en el apartado Línea 5.3. Gestión de activos.

2. Control y seguimiento a nivel de Coordinación de I+D

El responsable de coordinación de I+D debe tener conocimiento del estado de las actividades de I+D de Enresa a fin de poder tener un conocimiento razonablemente actualizado del estado de desarrollo del Plan de I+D, y de los proyectos en desarrollo, en curso de formalización o previstos para el futuro.

El resultado de este seguimiento en las siguientes actuaciones:

- Base de datos de proyectos de I+D y sus productos.
- Elaboración de informe anual de I+D con el estado de avance del plan.
- Preparación del Informe de resultados de I+D al final de cada plan.
- Input para los presupuestos anuales.
- Propuesta de nuevo Plan de I+D cada cinco años.
- Coordinación en la preparación de talleres de difusión del Plan de I+D (jornadas de I+D), si procediera.

3. Control y seguimiento a nivel de dirección de Enresa

En el caso de Enresa, este nivel de control corresponde a la Dirección Técnica. Ésta realizará un seguimiento y control de los proyectos y actividades de I+D a partir de la documentación ad hoc que solicite a las direcciones correspondientes (normalmente Ingeniería, C.A. El Cabril, Operaciones) o del responsable de coordinación de I+D.

Cuenta con dos herramientas específicas de control:

- 1.- Comisión de Evaluación y Seguimiento de Proyectos de I+D. La Comisión tiene como misión fundamental el permitir a la dirección técnica de Enresa conocer la evolución y estado de las actividades de I+D, y, en consecuencia, tomar decisiones informadas. En las reuniones de la Comisión se repasará el estado de la I+D, bien en su conjunto, o bien aspectos particulares, o ambos, dependiendo del objeto específico de la convocatoria realizada por el director técnico (o en quien delegue). Esta Comisión se reunirá en sesión ordinaria una vez cada semestre. El director técnico podrá convocar cuantas sesiones extraordinarias considere oportunas de cara al cumplimiento de los objetivos de ésta.

- 2.- Comisión de Seguimiento de Convenios Marco de Colaboración. Este tipo de herramienta se ha establecido para el seguimiento de las actividades de I+D de Enresa con otras entidades (Cimat, CSIC, universidades, etc.), con quienes se han suscrito convenios marco de colaboración. Esta comisión involucra normalmente a los directores, jefes de departamento, y al coordinador de I+D, así como a responsables equivalentes de las otras organizaciones involucradas. Las funciones y mecanismo de funcionamiento se definen en el convenio marco de colaboración entre las partes involucradas de acuerdo con la legislación vigente.

Las funciones básicas en relación con el seguimiento y control de los proyectos de I+D de este comité son:

- Seguir el estado de cada uno de los proyectos de I+D (normalmente definidos con convenios específicos), tanto en sus aspectos técnicos como económicos, y evaluar su desarrollo y cumplimiento.
- Evaluar necesidades de I+D conjuntas, y hacer, en su caso, propuestas de nuevos proyectos a desarrollar conjuntamente.
- Otras que se definan en el convenio marco.



8

8. Vigilancia tecnológica, Foros de I+D, colaboración internacional

La gestión de I+D de Enresa incluye, para ser más eficaz, el desarrollo de procesos de vigilancia tecnológica e inteligencia competitiva, como se sugiere en la norma UNE 166006:2018.

- El primer concepto, vigilancia tecnológica, se refiere a capturar, analizar, difundir en la organización, y explotar la información científica, técnica, legislativa, normativa, económica, de mercado, social, útiles para Enresa. Esta información es necesaria para el conocimiento del entorno, sea nacional, europeo, o global, relacionado con la gestión de los residuos radiactivos.
- La inteligencia competitiva se refiere al análisis, interpretación y comunicación de la información de carácter estratégico que se transmite dentro de la organización y que por tanto influye en la toma de decisiones.

La vigilancia tecnológica se aborda en Enresa fundamentalmente mediante la participación en diversos foros en los que se producen intercambios de información y experiencias, e incluyen la preparación y desarrollo de actividades de I+D de manera colaborativa. Estos foros, foros de intercambio de I+D en este documento, tienen normalmente entre sus objetivos la comunicación dentro de la comunidad de miembros, la búsqueda de sinergias y la promoción de nuevos proyectos o actividades conjuntas de I+D.

Las actividades de inteligencia competitiva se desarrollan internamente en la empresa mediante la preparación de informes de participación en reuniones internacionales que se distribuyen ampliamente en los departamentos interesados. Por otro lado, las actividades de I+D emiten sus informes con los desarrollos realizados y experiencias adquiridas que se discuten internamente en los departamentos y direcciones involucradas.

Los foros más destacados en los que Enresa participa se agrupan de la siguiente manera:

- Programas marco de EURATOM.
- Plataformas de I+D: CEIDEN, PEPRI, IGD-TP y se hace un seguimiento con interacciones puntuales tanto en la plataforma SNETP como en las correspondientes a protección radiológica.
- Grupos de cabecera y subordinados de la Agencia de la Energía Nuclear de la OCDE -NEA.
- Grupos y proyectos, foros del Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA.
- Sociedad Nuclear Española (SNE) y el Foro Nuclear.
- EDRAM, Club de Agencias.
- Otros (EPRI, HUG, ...)
- Colaboración internacional entre organizaciones, agencias.
- Laboratorios subterráneos.

8.1. Programas marco de EURATOM

Los dos tratados constitutivos de la Comunidad Económica Europea (CEE) y de la Comunidad Europea de la Energía Atómica (CEEA o EURATOM), se firmaron el 25 de marzo de 1957. Ambos tratados han instaurado programas marco de investigación y desarrollo complementarios.

El Tratado Euratom creado en un principio con el fin de coordinar los programas de investigación de los Estados miembros para una utilización pacífica de la energía nuclear, contribuye en la actualidad a la puesta en común de los conocimientos, las infraestructuras y la financiación de la energía nuclear [[EUR-Lex - xy0024 - ES - EUR-Lex \(europa.eu\)](#)].

El Horizonte Europa es el 10º programa marco de investigación (e innovación) de la Unión Europea (UE) y abarca el período 2021 -2027. El objetivo general del programa es alcanzar un impacto científico, tecnológico, económico y social de las inversiones de la UE en I+I, fortaleciendo de esta manera sus bases científicas y tecnológicas y fomentando la competitividad de todos los Estados Miembro. Este se complementa con el Programa de Investigación y Formación de EURATOM (2021 – 2025) que cubre la investigación (e innovación) nuclear (<https://op.europa.eu/en/publication-detail/-/publication/f358e7de-b2ca-11eb-8aca-01aa75ed71a1/language-en>). Como viene siendo habitual se extenderá dos años adicionales, hasta 2027, y así se mantiene en línea con el programa de la UE.

Los programas de EURATOM se desarrollan en planes bianuales, siendo el segundo del Horizonte Europa el Programa de Trabajo de Euratom 2023 -2025, el primero de ellos cuyas acciones entran en el ámbito temporal del 9º Plan de I+D de Enresa.

Como consecuencia durante 2023 se han preparado a nivel europeo propuestas de proyecto que se podrán desarrollar a partir de 2024, si siguen su curso sin interrupciones. De entre las actividades cofinanciables destacan, para Enresa, la línea “HORIZON-EURATOM-2023-NRT-01-07: Innovative technologies for safety and excellence in decommissioning, including robotics and artificial intelligence”, y las acciones encaminadas a renovar el programa conjunto europeo, iniciado con EURAD, en EURAD-2, denominado en este programa “Co-funded European partnership on radioactive waste management”.

Otras líneas cofinanciables incluyen material nuclear, partición y transmutación de actínidos minoritarios, mejora de datos nucleares, seguridad radiológica.

En EURAD 2, siguiendo las reglas de participación establecidas, Enresa y Ciemat son los únicos actores españoles beneficiarios del partenariado y están para ello nominados por sus respectivos ministerios de tutela, son los denominados “mandated actors”. Además de los mandated actors otras organizaciones pueden participar como entidades afiliadas a uno de los “mandated actors” siempre que exista un vínculo para realización de actividades de I+D previo e independiente de EURAD-2.

Enresa, y Ciemat, junto con otros participantes del resto de países miembro de la EC y otros asociados, han participado en la definición y alcance de las actividades a abordar en EURAD-2.

Como resumen histórico en las tablas siguientes se incluyen los proyectos de los programas marco 5º de Euratom en adelante en los que Enresa ha participado, o participa. Esta participación puede ser directa, como parte de los equipos de investigación, indirecta, apoyando las actividades de terceros, o como asesores incluidos en el grupo conocido como usuarios finales del resultado del proyecto.

Tabla 8-1: *Proyectos de EURATOM en que Enresa ha participado desde 1998*

Proyectos de EURATOM en que Enresa ha participado desde 1998							
Participación directa de Enresa	Proyecto	Fecha inicio	Fecha fin	Presupuesto total	Presupuesto participación española	Adjudicado Enresa a terceros	Retornos CE (Enresa y otros grupos españoles)
5° Programa Marco							
No	ACTAF			1.626.837	219.987	219.987	109.998
No	ADOPT			426.711	15.384	15.384	15.384
Sí	BENCHPAR			1.474.062	174.269	174.269	87.134
Sí	BENIPA			1.528.430	433.631	55.217	183.859
Sí	BIOCLIM			1.587.115	232.490	232.490	116.244
No	BIOMOSA			1.041.768	130.300	n/d	65.150
No	BORIS			1.043.926	60.000	30.294	30.000
No	CALIXPART			2.261.657	174.015	174.015	118.806
Sí	CDD			282.733	28.601	0	28.601
Sí	COMPAS			472.361	23.958	0	23.958
Sí	Container corrosion			1.250.721	370.724	360.596	139.000
Sí	CROP			747.449	64.015	23.139	64.015
No	DACAPO			908.589	138.772	138.772	69.386
Sí	EB			1.577.185	606.976	556.893	250.073
Sí	ECOCLAY II			2.211.491	304.867	142.499	201.388
No	FASSET			2.586.252	213.028	80.930	106.514
Sí	FEBEX II			5.126.000	3.011.987	3.011.987	1.221.198
Sí	GASNET			259.000	17.269	0	17.269
Sí	HE			2.026.734	471.871	458.663	235.935
Sí	Interlab Analysis			873.572	222.379	222.379	111.190
Sí	MODEX-REP			1.427.218	144.001	117.162	72.000
No	MUSE			4.056.932	292.373	292.373	146.186
No	N_TOF_			6.520.905	646.220	646.220	374.009
Sí	NANET			309.896	9.400	0	9.400
Sí	NET-EXCEL			446.218	70.571	0	65.600
Sí	PADAMOT			1.237.000	265.266	751.265	132.633
No	PARTNEW			11.794.529	232.500	232.500	140.000
No	PDS-XADS			12.101.018	157.504	157.504	78.752
Sí	PROTOTYPE REPOSITORY			5.290.555	341.410	341.410	145.296
No	PYROREP			3.556.438	454.528	454.528	227.264
Sí	RETROCK			474.000	75.000	n/d	75.000
Sí	SFS			2.725.201	424.908	424.908	202.700
Sí	SPIN			1.361.275	203.538	0	101.769
No	TECLA			6.061.890	504.400	240.081	252.200
Sí	TN on MONITORING			20327.084	38.740	0	38.740
Sí	TND			446.218	47.653	0	47.653
Sí	VE			1.623.855	577.018	467.154	288.508
TOTAL				89.072.825	11.399.553	10.022.619	5.592.812

Proyectos de EURATOM en que Enresa ha participado desde 1998

Participación directa de Enresa	Proyecto	Fecha inicio	Fecha fin	Presupuesto total	Presupuesto participación española	Adjudicado Enresa a terceros	Retornos CE (Enresa y otros grupos españoles)
6º Programa Marco							
Sí	CARD			541.419	43.180	0	24.637
Sí	CND			749.991	63.586	0	63.586
No	ERICA			3.900.000	300.319	31.500	46.500
Sí	ESDRED			18.131.001	1.624.001	783.053	647.260
No	EUROPART			11.499.785	624.747	736.330	312.374
No	EUROTRANS			42.626.412	792.430	276.344	247.000
Sí	FUNMIG			15.006.980	3.130.080	1.622.000	1.490.080
Sí	MICADO			1.750.482	361.062	0	270.199
Sí	NF-PRO			16.837.330	3.580.700	1.780.200	1.555.500
Sí	OBRA			320.748	93.847	0	93.847
Sí	PAMINA			7.617.169	765.489	61.048	386.832
Sí	RED IMPACT			3.512.021	381.612	61.048	194.272
	TOTAL			122.493.338	11.761.053	5.351.523	5.332.087
7º Programa Marco							
Usuario Final	FIRST NUCLIDES	I-2012	XII-2014	4.741.261	No disponible	--	n/d
Usuario Final	ReCoSy	IV-2008	III-2012	6.198.797	No disponible	--	n/d
Sí	CARBOWASTE	IV-08	III-13	12.081.363	956.443	--	516.478
Sí	MODERN	V-09	IV-13	5.111.484	760.448	192.100	380.223
Sí	PEBS	III-10	II-14	6.539.009	2.598.043	529.673	1.372.190
Sí	PETRUS II	I-09	XII-11	1.913.356	240.000	--	88.260
Sí	PETRUS III	IX-13	VIII-16	2.116.531	327.902	--	153.000
Sí	CAST	X-13	III-18	14.701.467	327.867	--	147.540
	TOTAL			53.403.268	5.210.703	721.773	2.657.691
Programa Horizonte 2020							
Sí	BEACON	VI-2017	V-2021	4.051.777	466.315	--	466.315
Sí	MODERN2020	VI-2015	3V-2019	6.813.013	724.691	--	724.691
Usuario Final	CHANCE	VI-2017	III-2022	4.269.850	--	--	--
Usuario Final	DISCO	VI-2017	IX-2021	4.692.067	No acceso	--	
Usuario Final	INSIDER	VI-2017	IX-2021	4.173.870	No acceso	--	
Usuario Final	CEBAMA	VI-2015	V-2019	5.952.944	No acceso	--	
Colaboración	JOPRAD	2015	2017	1.785.944	--	--	--
Sí	EJP1: EURAD (I)	VI-2019	V-2024	61.786.887	5.505.991	681.764	3.028.290
Sí	SHARE	VI-2019	III-2022	1.525.925	69.418	--	69.418
Sí	Inno4Graph	IX-2020	X-2023	3.818.635	417.856	--	307.691
Si	PLEIADES	X-2020	XI-2023	3.571.016	81.167	--	81.167
Sí	PREDIS	IX-2020	VIII-2024	23.433.613	1.970.229	311.000	1.155.450
	TOTAL			125.875.541			
Programa Horizonte Europa							
Sí	EURAD-2	2024	5 años	En proceso			
Sí	I4G 2	2024	3 años	En proceso			

8.1.1. Agendas estratégicas de investigación (SRA) de proyectos y programas EURATOM

Durante la ejecución del programa Horizonte 2020 tres proyectos/programa, SHARE, PREDIS y EURAD (descritos en el capítulo 5) desarrollaron tres agendas estratégicas, Strategic Research Agenda (SRA) de acuerdo con el tema objeto de cada proyecto/programa. Estos documentos, públicos, sirven de base para la preparación de actividades de I+D y de D+D para los próximos años.



Figura 8-1: Portadas de las Agendas Estratégicas de Investigación de los proyectos del programa marco Horizonte 2020 correspondientes a los proyectos SHAR, PREDIS y EURAD

Estos documentos son fruto de un trabajo colaborativo intenso y de larga duración que ha considerado no solamente las indicaciones de los participantes de los proyectos/programa (Enresa entre otros) sino que también sugerencias de otras instituciones y expertos a nivel mundial invitados a tal efecto. Son las siguientes:

Agenda Estratégica del proyecto SHARE (*StakeHolders-based Analysis of REsearch for Decommissioning*). El documento ha identificado lagunas de conocimiento y define y prioriza temas de investigación basándose en el análisis ponderado de una encuesta. Además de la innovación y los desafíos tecnológicos, también aborda cuestiones no tecnológicas en los campos de la planificación, la determinación de costes, la gestión del conocimiento y el intercambio de mejores prácticas.

Está organizado según las siguientes áreas temáticas: 1, seguridad, Protección Radiológica y Gestión de Recursos; 2, caracterización; 3, gestión de materiales y residuos radiactivos procedentes del desmantelamiento; 4, actividades de preparación del emplazamiento, desmantelamiento, descontaminación y demolición; 5, remediación ambiental; 6, reconocimiento final y liberación del control regulatorio.

Agenda Estratégica del proyecto PREDIS (*PRE-DISposal management of radioactive waste*). Este documento SRA se desarrolló en base a las necesidades de PREDIS y el Grupo de Usuarios Finales (EUG), identificadas a través de consultas con los socios del proyecto y la comunidad de partes interesadas en general.

Está preparado considerando siete temas técnicos clave de interés, en orden descendente como sigue: caracterización; criterios de aceptación de residuos (WAC); acondicionamiento y embalaje; tratamiento y procesamiento; inventario; selección de tecnología; y optimización. Además, se han incluido: aspectos socioeconómicos y legislación; gestión del conocimiento; y finalmente involucración de partes interesadas (stakeholders, en inglés).

Agenda Estratégica del programa EURAD. La agenda, en su segunda versión, de 2023, presenta las necesidades identificadas de interés común que pueden requerir investigación, desarrollo y demostración (ID&D), estudios estratégicos (think tank) y/o actividades de gestión del conocimiento para toda la cadena de gestión de residuos radiactivos, desde la cuna hasta la tumba.

Para que la SRA sea más útil en la definición futura de paquetes de trabajo, se han clasificado dichas necesidades utilizando un conjunto de factores orientadores (drivers). Esto ayuda a que la SRA se centre más en el “qué” se puede hacer y el “por qué”. El uso de factores orientadores reemplaza el esquema de clasificación de puntuaciones de prioridad alta, media y baja utilizado en la versión de la SRA de 2019.

Los factores orientadores que se han identificado son: seguridad en la implementación; soluciones a medida; conocimiento científico; innovación para optimización; involucración de la sociedad y gestión del conocimiento.

Esta agenda clasifica las necesidades identificadas en siete temas: 1: gestión de programas nacionales; 2: Actividades previas al almacenamiento; 3: sistemas de barreras de ingeniería; 4: geosfera; 5: Diseño; 6: emplazamiento y licenciamiento; 7: análisis de seguridad.

8.2. Agencia de Energía Nuclear (NEA)

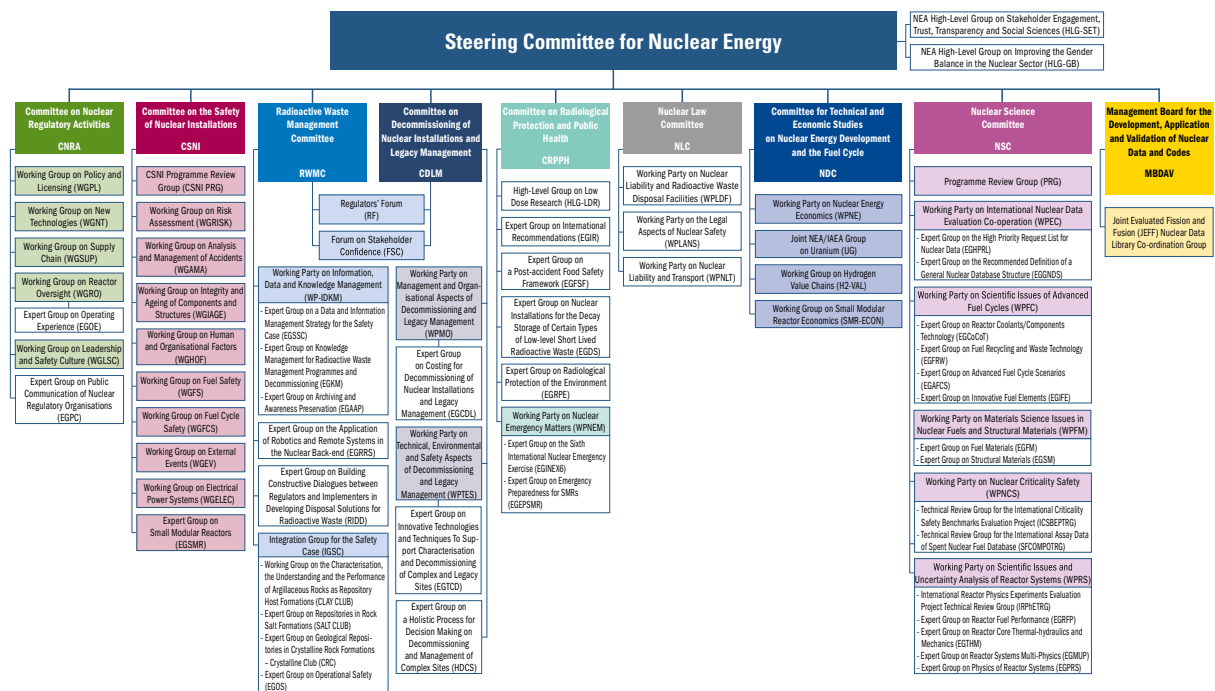
La **Agencia de Energía Nuclear**, conocida por sus siglas en inglés como NEA, es un organismo de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (OCDE), fundado en 1958. Es una agencia intergubernamental que facilita la cooperación entre países con infraestructuras avanzadas en tecnología nuclear a fin de buscar la excelencia en seguridad nuclear, tecnología, conocimientos científicos, medioambiente y legislación.

La misión de la NEA, reflejada en su plan estratégico es asistir a sus Miembros para el desarrollo, mediante la cooperación internacional, de las bases científicas, tecnológicas y legales necesarias para el uso seguro, respetuoso con el medio ambiente y económico de la energía nuclear con fines pacíficos, así como llevar a cabo evaluaciones y propiciar una comprensión común en cuestiones clave, como soporte de las decisiones de los Gobiernos sobre política de energía nuclear y como elemento de ayuda para los análisis más amplios que efectúe la OCDE sobre políticas en áreas como la energía y el desarrollo sostenible.

Actualmente son miembro de la NEA 33 países de Europa, América y la región Asia-Pacífico: Argentina, Finlandia, Italia, Polonia, Suecia, Australia, Francia, Japón, Portugal, Suiza, Austria, Alemania, Corea, Rumanía, Turquía, Bélgica, Grecia, Luxemburgo, Rusia, Reino Unido, Canadá, Hungría, México, Eslovaquia, Estados Unidos, Republica Checa, Islandia, Países Bajos, Eslovenia, Dinamarca, Irlanda, Noruega y España.

La NEA se organiza en seis divisiones, Tecnología de seguridad nuclear y regulación; Gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento; Protección radiológica y aspectos humanos de seguridad nuclear; Ciencia y educación nucleares; Desarrollo de tecnología nuclear y aspectos económicos; y Leyes nucleares. El programa de trabajo de la NEA se desarrolla y ejecuta mediante comités formados por expertos internacionales altamente cualificados de los países miembros asistidos por una secretaría. También se desarrollan proyectos internacionales conjuntos en temas técnicos o científicos, así como programas de interés conjunto.

Structure of Nuclear Energy Agency Committees and Subsidiary Bodies



February 2025

Figura 8-2: Organización de la Agencia de Energía Nuclear, NEA de la OCDE en comités técnicos y grupos subsidiarios (NEA, febrero 2025)

La Figura 8-2 muestran los comités técnicos y sus grupos subsidiarios a mayo de 2024. Se participa de forma regular en los siguientes, pudiendo en función de las actividades que abarquen ampliarse o reducirse esta lista:

- Comité de gestión de residuos radiactivos (RWMC) y en sus grupos subordinados Forum on Stakeholder Confidence (FSC), Integration Group for the Safety Case (IGSC); Working Group on the Characterisation, the Understanding and the Performance of Argillaceous Rocks as Repository Host Formations (CLAY CLUB); ocasionalmente en Working Party on Information, Data and Knowledge Management (WP-IDKM); Expert Group on Building Constructive Dialogues between Regulators and Implementers in Developing Disposal Solutions for Radioactive Waste (RIDD).
- Comité sobre desmantelamiento de instalaciones nucleares y gestión de residuos históricos (CDLM), y en sus grupos subordinados, que en el momento presente son Working Party on Management and Organisational Aspects of Decommissioning and

Legacy Management (WPMO); Expert Group on Costing for Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (EGCDL); Working Party on Technical, Environmental and Safety Aspects of Decommissioning and Legacy Management (WPTES); Expert Group on a Holistic Process for Decision Making on Decommissioning and Management of Complex Sites (HDSCS).

- Comité de leyes nucleares (NLC) y se participa en grupos de trabajo subordinados (Working Party on Nuclear Liability and Radioactive Waste Disposal Facilities (WPLDF)).
- Comité para estudios técnicos y económicos sobre desarrollo de energía nuclear y del ciclo del combustible (NDC).
- Comité de ciencia nuclear (NSC).

Enresa participa en dos proyectos internacionales de la NEA:

- Joint Project Co-operative Programme for the Exchange of Scientific and Technical Information on Nuclear Installation Decommissioning Projects (CPD).
- International Joint Project on Socio - economic Assessment of Radioactive Waste Management (JPOSEA/RWM).

Además, se está presente como asistente, ponente o miembro de equipos de coordinación en workshops y conferencias organizadas desde la NEA.

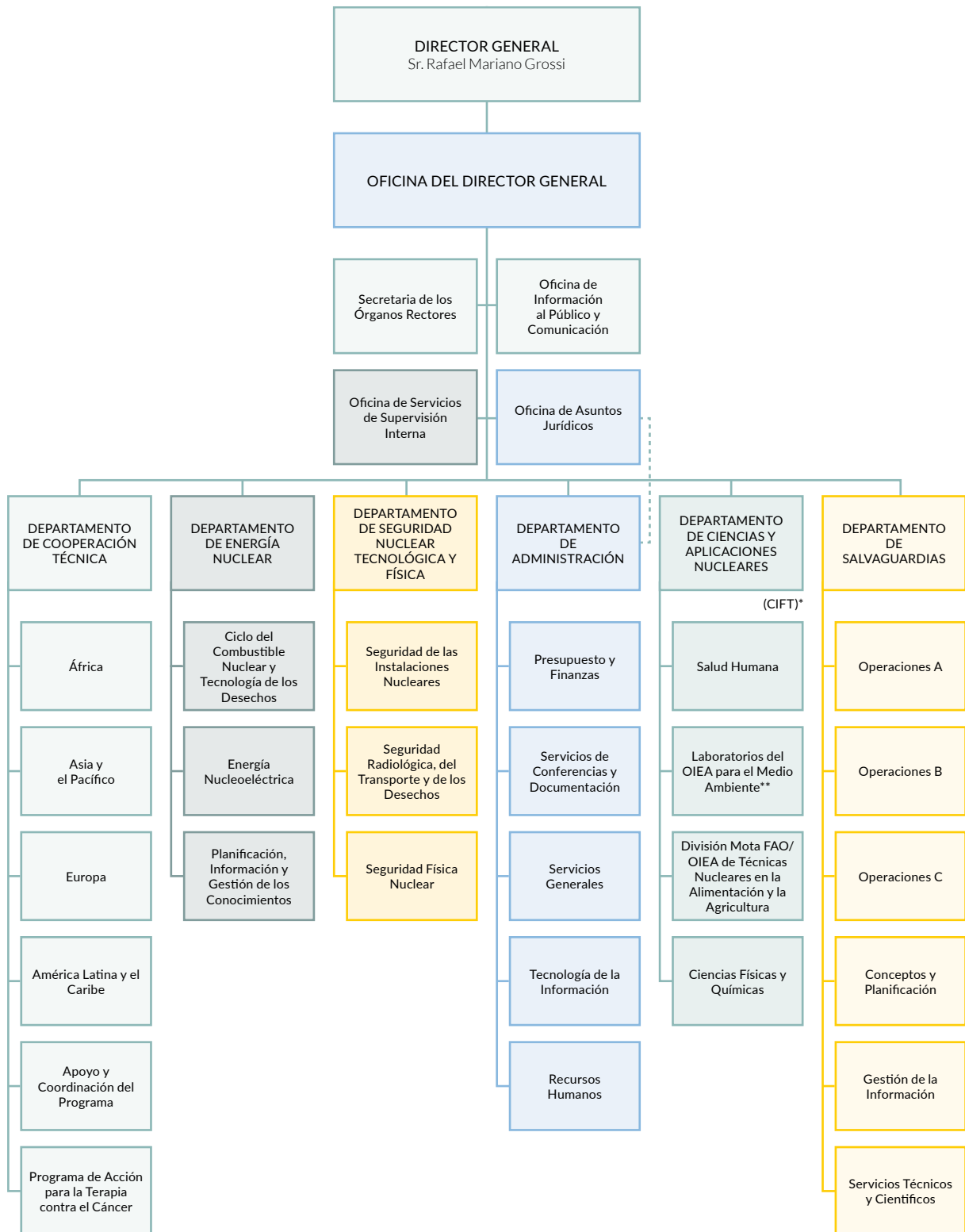
8.3. Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)

El Organismo Internacional de la Energía Atómica fue creado en 1957 con la misión de trabajar en favor de los usos pacíficos y tecnológica y físicamente seguros de la ciencia y las tecnologías nucleares, contribuyendo así a la paz y la seguridad internacionales. Es el principal foro mundial intergubernamental de cooperación científica y técnica en el ámbito nuclear. Son miembros del Organismo todos aquellos países que lo son de Naciones Unidas. En abril de 2023, su número es de 177.

Los servicios que presta el OIEA son de muy diversa naturaleza, desde la cooperación técnica en ayuda de los países menos avanzados en cuestiones nucleares hasta proyectos coordinados de investigación o establecimiento de redes de excelencia en distintos aspectos de la gestión de residuos radiactivos.

En lo relativo a actividades propias de Enresa, ésta participa en múltiples actividades, principalmente organizadas por el *Departamento del Ciclo del Combustible Nuclear y de Tecnología de los Desechos* y, en menor medida, por el *Departamento de Seguridad Nuclear Tecnológica y Física*. Respecto a redes, comités y grupos de trabajo en los que se participa destacan:

- Technical Working Group on Nuclear Fuel Cycle Options and Spent Fuel Management (TWG-NFCO).
- Forum on the Safety of Near Surface Disposal.
- IAEA International Low Level Waste Disposal Network (DISPONET).
- International Decommissioning Network (IDN).



* El Centro Internacional de Física Teórica "Abdus Salam", denominado jurídicamente "Centro Internacional de Física Teórica", es un programa conjunto por la UNESCO y el Organismo. La UNESCO se ocupa de la administración en nombre de ambas organizaciones.

** Con la participación del PNUMA y la COI.

Figura 8-3: Organigrama del OIEA

- Proyectos de investigación coordinados (CRP):
 - CRP on PERFORMANCE ASSESSMENT OF STORAGE SYSTEMS FOR EXTENDED DURATIONS (PASSED).
 - CRP on Spent Fuel Characterization
 - CRP on Spent Fuel Research and Assessment (SFERA)
- Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management.
- Conferencias internacionales de interés (desmantelamiento, gestión de residuos radiactivos, etc.)

Además, Enresa participa en reuniones técnicas y de consultores sobre temas específicos a fin de preparar informes publicables por el organismo y de interés para Enresa: inventarios, gestión de grafito irradiado, criterios de selección de emplazamiento, gestión de fuentes selladas, etc.

8.4. Plataformas españolas: CEIDEN y PEPRI



Figura 8-4: Logotipos de las plataformas de I+D PEPRI, CEIDEN, IGD-TP y SNETP

• CEIDEN

La Plataforma Tecnológica de I+D de energía nuclear de fisión, CEIDEN, se define a sí misma en sus Estatutos como “un foro de encuentro de los representantes más relevantes de la I+D+I (Universidades, Centros Tecnológicos, la industria, la Administración, etc.) en España, para estimular la comunicación dentro de la comunidad de fisión nuclear mediante la promoción de reuniones de expertos, grupos de trabajo y la elaboración de documentación que pueda ser útil a toda esta comunidad y a los gestores de los Planes de I+D+I en todos los niveles de la Administración”. La plataforma se creó en 1999, inicialmente como Comisión Estratégica de I+D Nuclear, CEIDEN, a instancias del Ministerio de Industria y Energía.

El objetivo general de CEIDEN es “desarrollar actividades de I+D+I orientadas a la operación segura, fiable y económica de las instalaciones nucleares actuales y del ciclo de combustible nuclear, y al desarrollo de posibles nuevos proyectos nucleares”. Las actuaciones se basan en Grupos de Trabajo y reuniones. CEIDEN no tiene entidad jurídica por lo que el desarrollo de proyectos se lleva a cabo por los integrantes del consorcio, históricamente bajo la forma de acuerdos de colaboración.

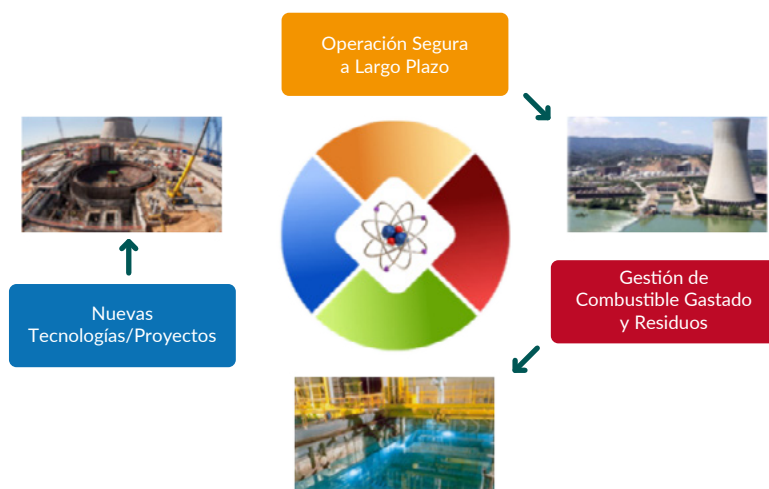


Figura 8-5: Retos tecnológicos definidos en la plataforma CEIDEN (<https://ceiden.com/>)

La plataforma está gestionada y coordinada, por delegación de la **Asamblea General**, mediante un **Consejo Gestor** constituido por 15 representantes de empresas eléctricas, del ciclo del combustible (Enresa entre otras), de instituciones de investigación y desarrollo, universidades, empresas de ingeniería y construcción, de bienes de equipo, de servicios y además cuenta con la presencia de representantes del CSN, del Ministerio de Economía y del ministerio de tutela de Enresa (actualmente Miterd).

El CEIDEN tiene, o ha tenido, los siguientes programas de actividades de I+D: Grupo de Materiales; Grupo SIREN: Simulación de Reactores Nucleares; Programa CAMP – España; Grupo de Trabajo en Investigación Sociotécnica; Programa KEEP+; Proyecto ZIRP [Completado]; Proyecto Jules Horowitz Reactor; Hormigones. Aprovechamiento de materiales de Zorita; Almacenamiento y transporte de combustible gastado; ESNII España; Grupo de Usuarios de Laboratorios de Patrones Neutrónicos (CEIDEN-GUN); y Capacidades de la Industria Nuclear Española. Enresa participa o ha participado en varios de ellos.

- **PEPRI**

La Sociedad Española de Protección Radiológica creó la “Plataforma Nacional de I+D en Protección Radiológica”, cuyo acrónimo es PEPRI, en 2014 a fin de “de fortalecer y estructurar la colaboración de todos los actores implicados en la I+D española relacionada con la protección radiológica” según se declara en sus estatutos. El objetivo general se define en el documento citado como “promover las actividades de I+D+i orientadas a la protección frente a las radiaciones ionizantes, así como el conocimiento y minimización de sus efectos”.

La estructura funcional de la plataforma se basa en una **Asamblea General**, que es el órgano supremo de gobierno y está integrada por todos los miembros, y que delega en un **Consejo Gestor** la gestión y coordinación del funcionamiento de la Plataforma. El Consejo Gestor está formado por 18 representantes de los sectores: hospitalario; instituciones de investigación y desarrollo y universidades; industria y energía (Enresa está en este sector); empresas de ingeniería y servicios; fabricantes y comercializadores de equipos; regulador (CSN) y otras entidades.

Se han creado 11 grupos de trabajo temáticos para la identificación de líneas concretas y proyectos de I+D: 1. Área de exposición planificada; 2. Área de exposición existente; 3. Área de emergencia y seguridad física; 4. Área de público y medio ambiente; 5. Área de gestión de residuos radiactivos; 6. Área de radiaciones no ionizantes; 7. Área de medicina; 8. Área de radiobiología y epidemiología; 9. Área de detección y medida; 10. Área de aspectos sociales; y 11. Aspectos Jurídicos. Enresa es el coordinador del grupo 5. Área de gestión de residuos radiactivos.

Igual que CEIDEN, las actuaciones que puedan surgir se realizan directamente por los miembros involucrados.

8.5. Plataformas europeas de I+D

Enresa es miembro de la plataforma europea IGD-TP (*Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform*, www.igdtp.eu) desde 2009, y presta atención a las actividades de SNE-TP (*Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*, www.snetp.eu). Existen otras relacionadas con la protección frente a radiaciones ionizantes, de las que ha estado informada a través de otros participantes españoles.

- **IGD-TP (Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform)**

[Texto traducido de la página web de la plataforma <https://igdtp.eu/about/>].

El objetivo de la Plataforma Tecnológica para la Implantación del Almacenamiento Geológico de Residuos Radiactivos (Implementing a Geological Disposal Technological Platform, IGD-TP) es poner en marcha y llevar a cabo iniciativas estratégicas europeas para facilitar la implantación gradual del almacenamiento geológico profundo y seguro del combustible gastado, los residuos de alta actividad y otros residuos radiactivos de vida larga. También es su objetivo abordar los retos científicos, tecnológicos y sociales pendientes y apoyar los programas europeos de gestión de residuos.

La IGD-TP se puso en marcha el 12 de noviembre de 2009 por iniciativa de la Comisión Europea y las organizaciones de gestión de residuos. Ahora financiado exclusivamente por las organizaciones de gestión de residuos, el grupo da la bienvenida a todas las partes interesadas (industria, investigación y mundo académico, centros de investigación, organizaciones técnicas de seguridad, organizaciones no gubernamentales, asociaciones, PYME, ...) que respalden la Visión de la IGD-TP y estén dispuestas a contribuir de forma positiva y constructiva a los objetivos del grupo, como establecer y aplicar la Agenda Estratégica de Investigación y participar en el intercambio de información y la transferencia de conocimientos.

La Visión de la IGD-TP es la industrialización del almacenamiento de residuos radiactivos en Europa para 2040, a través de tres pilares: (1) funcionamiento seguro de las primeras instalaciones de almacenamiento geológico en Europa; (2) optimización e industrialización de las operaciones de planificación, construcción y almacenamiento; y (3) desarrollo de soluciones a medida para el almacenamiento de los diversos inventarios de residuos en Europa.

El compromiso de la IGD-TP es generar confianza en la seguridad de las soluciones de almacenamiento geológico entre los ciudadanos europeos y los responsables de la toma de decisiones; fomentar el establecimiento de programas de gestión de residuos que integren el

almacenamiento geológico como la opción aceptada para la gestión segura a largo plazo de los residuos de vida larga y/o alta actividad; y facilitar el acceso a la experiencia y la tecnología y mantener las competencias en el ámbito del almacenamiento geológico en beneficio de los Estados miembros europeos...

La plataforma está **gobernada** por un *Grupo Ejecutivo* (Executive Group), que es el órgano de decisión que coordina y gestiona la plataforma. Este está asistido por una *Secretaría* y *se ha valido de Fóruns para el intercambio* (Exchange Forum) públicos para la información y discusión de las necesidades de I+D+d y sus resultados.

El documento esencial de la plataforma es *Vision 2040 – Strategic Research Agenda*, cuya versión 2 es de septiembre de 2020. La preparación del documento implicó la estructuración de las necesidades de I+D considerando las etapas del programa de un AGP (Figura 8-6).

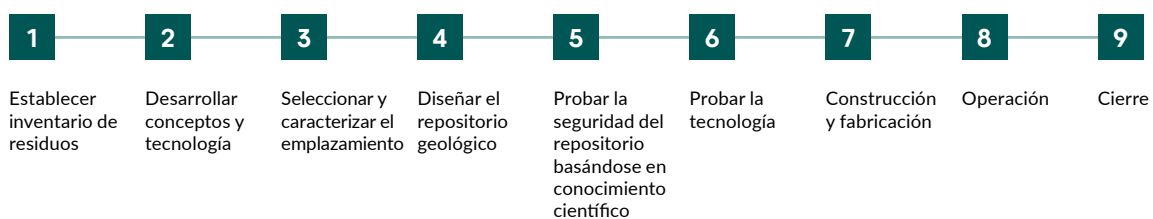


Figura 8-6: Principales etapas del programa del almacenamiento geológico profundo. El número de etapas principales y las subetapas pueden estar sujetas a licencia de acuerdo con las normas legales nacionales [Vision 2040 - Strategic Research Agenda, fig 3.1]

En este documento, la plataforma ha recogido 9 temas clave de I+D y D+D (desarrollo y demostración), desglosadas en áreas, que inspirarán las actividades de cara a conseguir la visión 2040:

- (Key Topic, KT 1): Seguridad tras la clausura.
- KT 2: Residuos y su comportamiento.
- KT 3: Viabilidad técnica y comportamiento a largo plazo de los componentes de un repositorio.
- KT 4: Implementación y/o optimización.
- KT 5: Seguridad durante la construcción y operación.
- KT 6: Monitorización.
- KT 7: Metodologías de caracterización del emplazamiento.
- KT 8: Estrategias de Desarrollo del proyecto del repositorio.
- KT 9: Gestión del conocimiento.

Además, se ha realizado un ejercicio de clasificación y priorización de las necesidades en función de la etapa de implantación del AGP. La Figura 8-7 muestra el cuadro resumen.

Etapas de desarrollo del almacén					
	Estudios genéricos y desarrollo del concepto	Selección de roca hospedante y emplazamiento	Desarrollo tecnológico y diseño del almacén	Desarrollo tecnológico y construcción del almacén	Fabricación a escala industrial y operación del almacén
Estrategia y metodología de seguridad	Desarrollo de una metodología de evaluación de la seguridad	Aplicación de la metodología de estudio de la seguridad y métodos de mejora	Aplicación de la metodología de estudio de la seguridad y métodos de mejora	Aplicación de la metodología de estudio de la seguridad	Aplicación de la metodología de estudio de la seguridad
Seguridad a largo plazo: Base científica y técnica	Diseño de enfoque amplio	Búsqueda reducida a los aspectos específicos de la roca hospedante y aspectos específicos basados en el EBS escogido	Experimentos in situ, mejora de las bases de datos y entendimiento	Trabajo específico en un pequeño número de aspectos residuales. Experimentos in situ a gran escala y pruebas de componentes	Producción a gran escala y operación
Diseño del almacén y sus componentes	Estudio de las variantes conceptuales	Diseño conceptual del almacén adaptado al tipo específico de roca	Diseño de componentes y distribución Estudios de seguridad durante la operación	Construcción de prototipos a escala real Desarrollo de esquema industrial	Construcción a escala real y operación
Características del emplazamiento	Estudio de las potenciales rocas hospedantes y sus características basándose en la información disponible	Caracterización de la roca hospedante y estudios específicos del emplazamiento	Caracterización detallada del emplazamiento Excavación	Construcción de las instalaciones subterráneas principales Confirmación de las propiedades de la roca para diseño final	Construcción confirmación y monitorización

Figura 8-7: Clasificación de actividades a realizar en función del grado de desarrollo del AGP [IGD-TP (2011). *Strategic Research Agenda. Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform*]

- **SNETP (Sustainable Nuclear Energy Technology Platform)**

La plataforma *Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*, SNETP, inició sus actividades en 2007 para promover las actividades de I+D+i. Se creó, impulsada por la Comisión Europea, para el desarrollo de las tecnologías de generación de energía nuclear de fisión, incluyendo la gestión de residuos radiactivos. En 2019 se estableció como una asociación internacional sin ánimo de lucro bajo la legislación belga.

Más de una docena de organizaciones españolas, incluyendo Ciemat, participan en esta plataforma. La presencia de Enresa no se hace por el momento necesaria, puesto que la información de los potenciales proyectos de I+D se recibe a través de varios canales, entre los que destaca la plataforma española CEIDEN, y la IGD-TP.

La plataforma ha preparado una agenda estratégica de investigación e innovación cuya última versión es de julio de 2021.

Las líneas generales de su documento de visión incluyen, conseguir una producción de energía sostenible; lograr una mejora en el rendimiento económico; mejorar la eficiencia en la utilización de recursos naturales; mejorar continuamente los niveles de seguridad y minimizar la generación de residuos, entre otros. El interés de Enresa se centra en las actividades de I+D relacionadas con los residuos radiactivos, y en la mejora de los niveles de seguridad.

8.6. Otros foros

- **Sociedad Nuclear Española, SNE**

La Sociedad Nuclear Española (SNE), que fue fundada en 1974, es una asociación sin ánimo de lucro y declarada de Utilidad Pública. Su función es la de promover el conocimiento y la difusión de la ciencia y la tecnología nuclear. La SNE está formada por cerca de mil socios individuales (ingenieros, científicos, médicos, juristas, economistas y estudiantes) y más de sesenta colectivos. Anualmente se organiza una reunión a la que Enresa es invitada a participar en alguna de las sesiones en las que se presentan los resultados de actividades, incluyendo I+D realizadas generalmente en España.

(Información extraída de www.sne.es)

- **Foro Nuclear**

El Foro Nuclear es una asociación sin ánimo de lucro creada en 1962. Agrupa a empresas españolas relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear, velando por la integración y coordinación de sus intereses dentro de los más altos niveles de seguridad y fiabilidad en el funcionamiento de las centrales nucleares.

Desde Foro Nuclear se procura acercar las actividades de la industria nuclear a la sociedad, al tratarse de un sector dinámico, exportador de tecnología, productos y servicios, con una firme apuesta por la I+D+i y creador de riqueza y empleo.

(Información tomada de www.foronuclear.org)

- **Grupo de usuarios finales de contenedores**

Los grupos de usuarios de contenedores (ej. Holtec, ECAS, TNUG) tienen por objeto el intercambio de experiencias entre los usuarios sobre hallazgos, lecciones aprendidas, detección y posibles soluciones de potenciales problemas, etc. También incluye la emisión de documentos de análisis de asuntos varios del diseñador de aplicación a los usuarios. En alguno de ellos la pertenencia implica el pago de una cuota.

- **Asociaciones de temas específicos**

Este tipo de asociaciones busca la colaboración de expertos de renombre internacional en temas científicos, técnicos o incluso legales que guardan relación con las actividades de Enresa. Destacan los siguientes:

- RILEM (Réunion Internationale des Laboratoires et Experts des Matériaux, systèmes de construction et ouvrages), fundada en 1947 con el objeto de promover la cooperación científica en el área de construcción materiales y estructuras.
- EPRI (Electric Power Research Institute EPRI), se tienen dos acuerdos Enresa – EPRI, uno sobre actividades de desmantelamiento de centrales nucleares (desde 2004) y un segundo más moderno sobre combustible nuclear gastado desde 2021.
- INLA (International Nuclear Law Association).

8.7. Colaboración internacional

La gestión de residuos radiactivos y el desmantelamiento de instalaciones nucleares es una actividad que se ha de abordar por todos los países. Es una preocupación relativamente reciente en la actividad económica humana, desde mediados del siglo XX. En Europa, Norteamérica y países del extremo oriente (Japón y Corea) es una actividad en general de una única organización por país, generalmente estatal, o sino fuertemente regulada. Ello ha favorecido la colaboración entre estas organizaciones para realizar intercambios de experiencias y conocimientos, desarrollos de proyectos conjuntos, etc. De esta manera Enresa, como agencia estatal española ha firmado acuerdos de colaboración bilaterales o multilaterales, con otras agencias europeas (Andra, Ondraf-Niras, COVRA, Nagra, SKB, POSIVA, SOGIN,), de América (EEUU, Canadá, Argentina) y Asia-Oceanía (Japón, Corea, Australia).

Los **acuerdos bilaterales y multilaterales** permiten de intercambio de información y que en ocasiones dan lugar al desarrollo de proyectos de I+D cuyos resultados han sido aplicados a las actividades de gestión de Enresa. En estos acuerdos Enresa ha recibido información, así como a medida que pasan los años Enresa es suministradora de conocimiento.

Este tipo de relaciones ha permitido incorporar conocimientos y tecnologías de programas más avanzados que el nuestro al menos en algunos aspectos, así como aprovechar el valor sinérgico derivado de compartir objetivos, conocimientos y recursos tanto humanos como técnicos y financieros en actividades de I+D conjuntas. Los resultados de las colaboraciones se han utilizado, por ejemplo, para el diseño de El Cabril, las capas de cobertura de la FUA, o diseño y estudios de seguridad del AGP conceptual español.

8.8. Laboratorios subterráneos de investigación

Los *laboratorios subterráneos de investigación*, conocidos por sus siglas en inglés **URL**, son instalaciones de investigación y desarrollo subterráneas y construidos buscando analogías con los almacenes geológicos profundos (AGP). Se excavan en formaciones geológicas que se consideran adecuadas para implementar un repositorio a profundidades que varían entre varios cientos hasta mil metros.

Se trata de instalaciones subterráneas en las que se ensayan y estudian las propiedades del macizo geológico, los componentes de las barreras de ingeniería, así como los fenómenos que pueden afectar a la seguridad de un AGP. Así, contribuyen de manera importante a resolver cuestiones planteadas por los estudios de seguridad, y ayudan a confirmar la viabilidad de los AGP.

Según la NEA- OCDE el propósito de los laboratorios subterráneos es:

- Desarrollar tanto tecnologías como metodologías requeridas para realizar experimentación subterránea;
- Proporcionar datos para comprender y evaluar el comportamiento del repositorio y de las interacciones entre sus sistemas;

- Demostrar la robustez del diseño y mostrar las áreas potenciales de optimización de los componentes y procesos de ingeniería;
- Capacitar al personal para la operación segura de un futuro depósito;
- Construir confianza con las partes interesadas para que comprendan los procesos importantes que gobiernan el comportamiento del repositorio.

Se consideran dos tipos de laboratorios subterráneos atendiendo a su finalidad principal,

- URL genéricos. Su finalidad es la realizar investigaciones y ensayos genéricos en una ubicación en la que no se almacenarán residuos radiactivos, pero cuyos resultados serán de utilidad para posibles emplazamientos en otros lugares.
- URL específicos de un emplazamiento. Se construyen en un emplazamiento que se considera potencialmente adecuado para albergar un almacén geológico profundo, para ser precursor o una fase inicial del mismo en esa ubicación.

Enresa participa en investigaciones en laboratorios subterráneos europeos, en España no existen, principalmente de carácter genérico. Como ejemplo de uno de estos, las actividades realizadas en el laboratorio subterráneo “Grimsel Test Site”, en Suiza, y genérico, que se recoge en una publicación divulgativa y están enfocadas fundamentalmente hacia los siguientes puntos:

- Caracterización geológica e hidrogeológica de las formaciones geológicas susceptibles de albergar un almacén geológico profundo.
- Propiedades y comportamiento a largo plazo de los componentes de las barreras de ingeniería.
- Retención y transporte de radionucleidos en las barreras de ingeniería y en la geosfera circundante.
- Verificación de datos y modelos utilizados en estudios de seguridad.
- Desarrollo de tecnologías de excavación de galerías y maquinaria para el almacenamiento
- Suministro de información al público en general, a los políticos y a autoridades.
- Colaboración internacional e intercambio de conocimientos.

La mayor parte están contruidos en Europa, si bien existen otros relevantes en Norteamérica y en Extremo Oriente (Figura 8-8). Los laboratorios europeos están sistemáticamente involucrados, a través de proyectos específicos, en los diferentes programas marco de Euratom, y puede considerarse que constituyen un patrimonio europeo de I+D+d muy relevante.

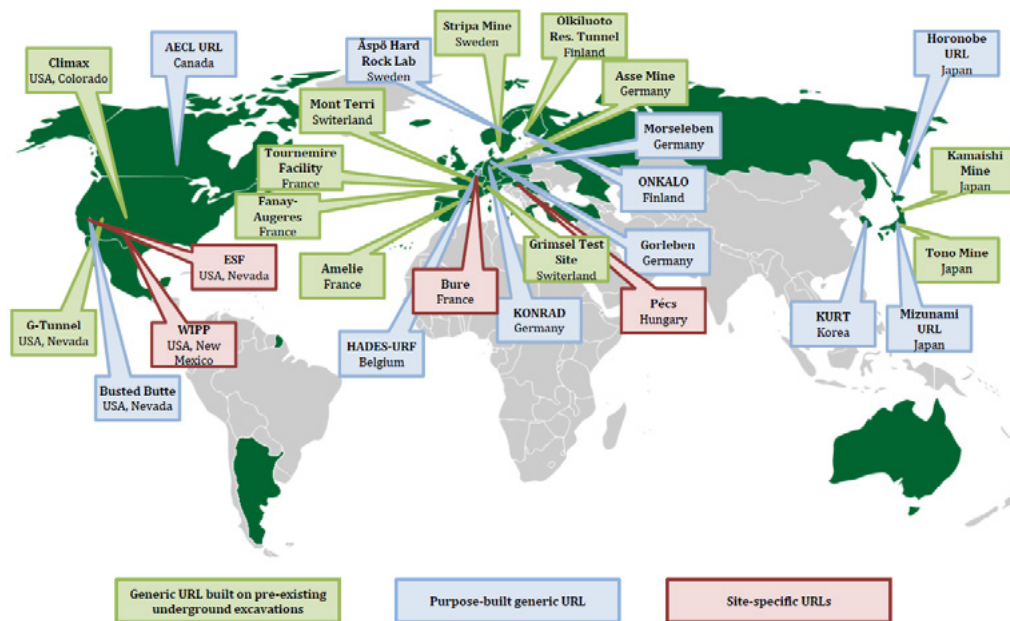


Figura 8-8: Laboratorios subterráneos de investigación en países del entorno de la OCDE [V. Lebedev]

Enresa ha participado en proyectos internacionales desarrollados en varios de ellos. De entre ellos destacan por la relevancia de los proyectos los de Mont Terri, Grimsel, ambos en Suiza, aunque se han realizado también proyectos en los de Äspö, Hades, Tournemire, Bure, y Asse. Además, Enresa pertenece al grupo ejecutivo de dos de ellos, Mont Terri, en material arcilloso, y Grimsel, en granito. La Tabla 8-2 muestra los principales proyectos de I+D realizados con participación de Enresa en URL europeos en granito y arcillas.

Tabla 8-2: Selección de proyectos y experimentos desarrollados en laboratorios subterráneos con participación de Enresa

Laboratorio	Proyectos (experimentos)
<p>Mont Terri (Ch) Formación arcillosa</p>	<p>WS-A, WS-B, WS-C, WS-D, WS-E Groundwater sampling, porewater sampling, porewater chemistry, trace elements, porewater profile through Opalinus Clay (1996-1999)</p> <p>FM-B, FM-C, Flow mechanism (resin injection + tracer) (1996-2003)</p> <p>FP Fracture propagation (1997-2000)</p> <p>ED-B EDZ evolution around Ga 98 (1997-2001)</p> <p>HE, HE-B, E Heater experiment, In-situ heater test (1997-2005, 2010-) En Curso</p> <p>GM Geochemical modelling (1998-2001)</p> <p>RB Horizontal raise boring (1998-2001)</p> <p>DI-A, DI-B Long-term diffusion (2000-2006)</p> <p>EB, Engineered Barriers (2000-2013)</p> <p>VE Ventilation test (2001-2008)</p> <p>GD Analysis of geochemical data (2006-2009, 2013-) En Curso</p> <p>SW-A Large-scale Sandwich Seal Experiment (2016-) En Curso</p> <p>WT Wireless Transmission of Geotechnical Data through Clay Rocks (2022-) En Curso</p>
<p>Grimsel (Ch) Formación granítica</p>	<p>CRR Colloid and Radionuclide Retardation Experiment (Andra, Enresa, FZK, JNC, Sandia, Nagra).</p> <p>Full-scale Engineered Barriers Experiment (FEBEX I y II), continuado en NF-PRO. (Proyectos coordinado por Enresa) (AITEMIN, Andra, BRGM, CEG-CTU, Ciemat, Clay Technology, CSIC-Zaidin, EIG EURIDICE, EUROGEOMAT, G3S, GRS, INASMET, INPL, Nagra, Posiva, PSI, SKB, UAM, UDC, UPC-DIT, UPM, VBB VIAK, DM Iberia, Enresa).</p> <p>GAM Gas migration in shear zones (Andra Enresa CSIC UPC Sandia ETH).</p> <p>HPF Hyperalkaline Plume in Fractured Rocks (Andra Enresa SKB JNC Sandia).</p> <p>Near Field Processes (NF-PRO componente 3) (Enresa, AITEMIN, Cimne, POSIVA, VTT, Nagra, BGR, SKB, Niras/Ondraf, SCK-CEN, GRC, NERC (BGS), IfG, NRG, UTR).</p> <p>Test and Evaluation of Monitoring Systems (TEM) (ESDRED + MoDeRn) (Enresa, Nagra, POSIVA, SKB, CSIC-IETcc, AITEMIN, Andra, NDA, Solexperts).</p> <p>FEBEX-DP Full-scale Engineered Barrier Experiment – Dismantling Project (Ciemat, SKB, POSIVA, KAERI, Nagra, Obayashi, USDoE / LBNL, RWM, BGR, Andra, Surao, y Enresa como colaborador).</p> <p>HotBent High Temperature Effects on Bentonite Buffers (Nagra, RWM, NUMO, NWMO, SURAO, USDoE, BGE, BGR, Enresa, Obayashi, KORAD). En Curso</p>
<p>Äspö URL (Se) Formación granítica</p>	<p>PROTOTYPE REPOSITORY Full-Scale Testing of the KBS-3V Concept for the Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste (SKB, Aitemin, AB-BBK, UWC, Clat Tech, Sweco VIAK, CIMNE, BGR, VTT, GU, Geodev., GRS, JNC). (2000-2005).</p> <p>TRUE Block Scale, (Andra, Enresa, JNC, NIREX, POSIVA, SKB como financiadores).</p> <p>BACKFILL AND PLUG TEST (SKB, Enresa, CIMNE, AITEMIN).</p> <p>ESDRED Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs (Andra, Enresa, CSIC-IETcc, Aitemin, DBE Tech, EURIDICE GIE, GRS, NRG, ONDRAF, POSIVA; NIREX, SKB, NDA). (2004-2009).</p>
<p>Hades (Be) Formación arcillosa</p>	<p>RESEAL A large scale in situ demonstration test for repository sealing in an argillaceous host rock (SCK-CEN, CEA, Andra, Ciemat, UPC).</p> <p>ESDRED Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs (Andra, Enresa, CSIC-IETcc, Aitemin, DBE Tech, EURIDICE GIE, GRS, NRG, ONDRAF, POSIVA; NIREX, SKB, NDA).</p> <p>CLIPLEX Clay instrumentation programme for the extension of an underground research laboratory (EIG Euridice, Andra, G3S, Enresa, Geocontrol, UPM). 1997-2002.</p>

El laboratorio subterráneo de Mont Terri se constituyó en 1996 como un proyecto de investigación internacional, el “Mont Terri Project”. Se ha excavado en una formación de arcilla (conocida como *Opalinus Clay*) ubicada en el Cantón de Jura, en Suiza. Actualmente (2023) participan 22 socios de 9 países, más la Unión Europea como cofinanciador de algunos experimentos. Cada socio del proyecto Mont Terri, Enresa entre ellos, tiene un delegado en el Comité Directivo (*Steering Committee*) que preside el director del proyecto. Este comité analiza las propuestas de experimento realizadas por los Investigadores Principales y, de aprobarse, aseguran los fondos apropiados. En la tabla (Tabla 8-2) se muestran los proyectos en que Enresa ha participado y participa en este laboratorio.

El laboratorio *Grimsel Test Site (GTS)* se constituyó en 1984 en un macizo granítico en los Alpes desde la galería de comunicación con el exterior de instalaciones de una central hidroeléctrica. Actualmente (2023) hay 21 socios, incluyendo Enresa, participando en proyectos de I+D. La Unión Europea y la administración federal suiza son cofinanciadores parciales habituales de algunos experimentos. Enresa comenzó la participación en proyectos en 1996 con el proyecto FEBEX. Además de la participación en proyectos acude a reuniones de *International Steering Committee (ISCO)* en el que además de presentar los resultados de proyectos en curso, se presentan propuestas de nuevas actividades atendiendo a las inquietudes de los países y organizaciones participantes. En la tabla (Tabla 8-2) se muestran los proyectos en que Enresa ha participado y participa en este laboratorio.

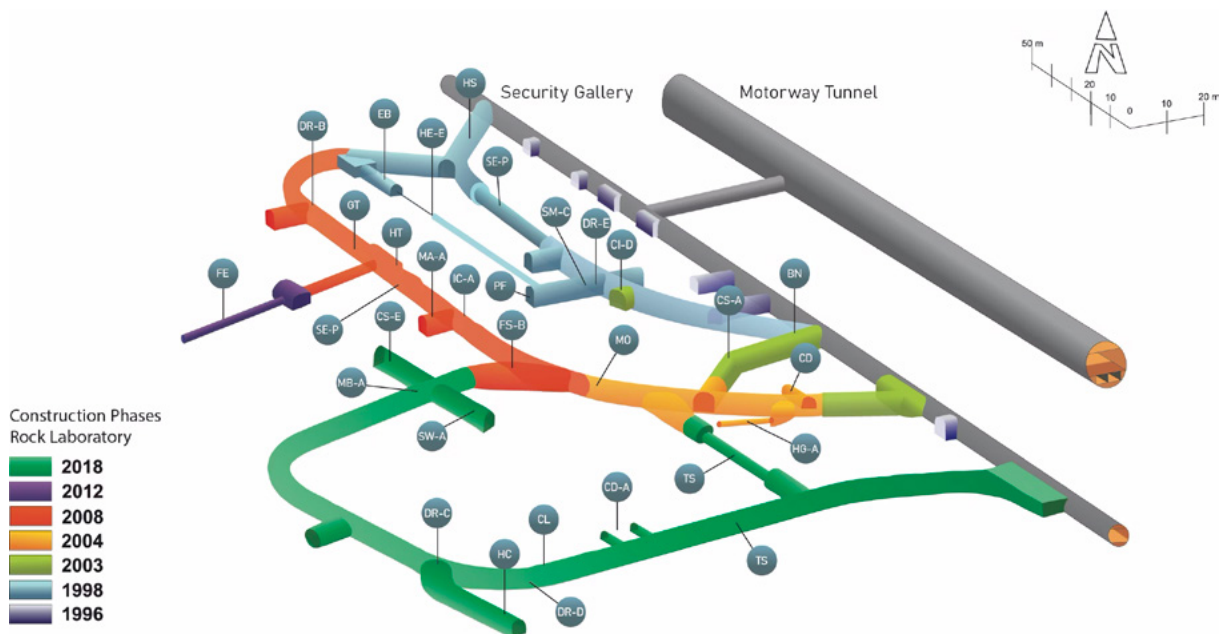


Figura 8-9: Estructura física del Laboratorio Subterráneo de Mont Terry, Suiza (de Main Presentation 2023, del Centro de Visitas de Mont Terri)

El laboratorio subterráneo de Äspö está construido cerca de la central nuclear de Oskarshamn y es la agencia sueca, SKB, quien está a su cargo. Esta agencia comenzó con los trabajos preparatorios para su construcción en 1985. Actualmente tiene experimentos en marcha a diferentes profundidades, desde 250 hasta casi 500 metros. En la tabla (Tabla 8-2) se muestran los proyectos en que Enresa ha participado en este laboratorio.

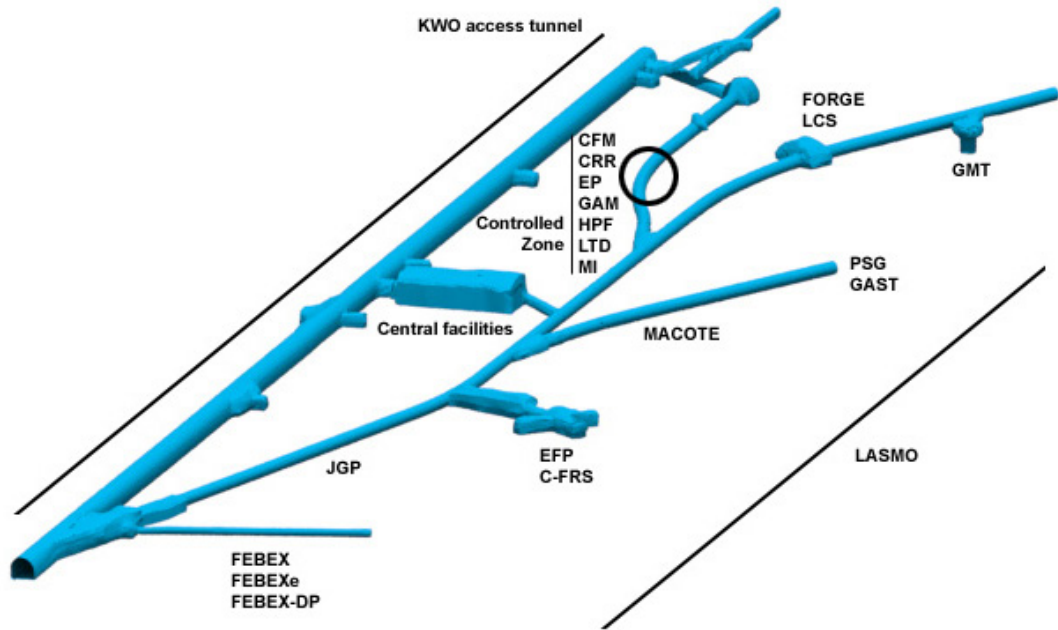


Figura 8-10: Esquema del laboratorio subterráneo de Grimsel, Suiza, con los acrónimos de los proyectos principales [de www.grimsel.com/gts-information/about-the-gts/gts-location-a-visiting]

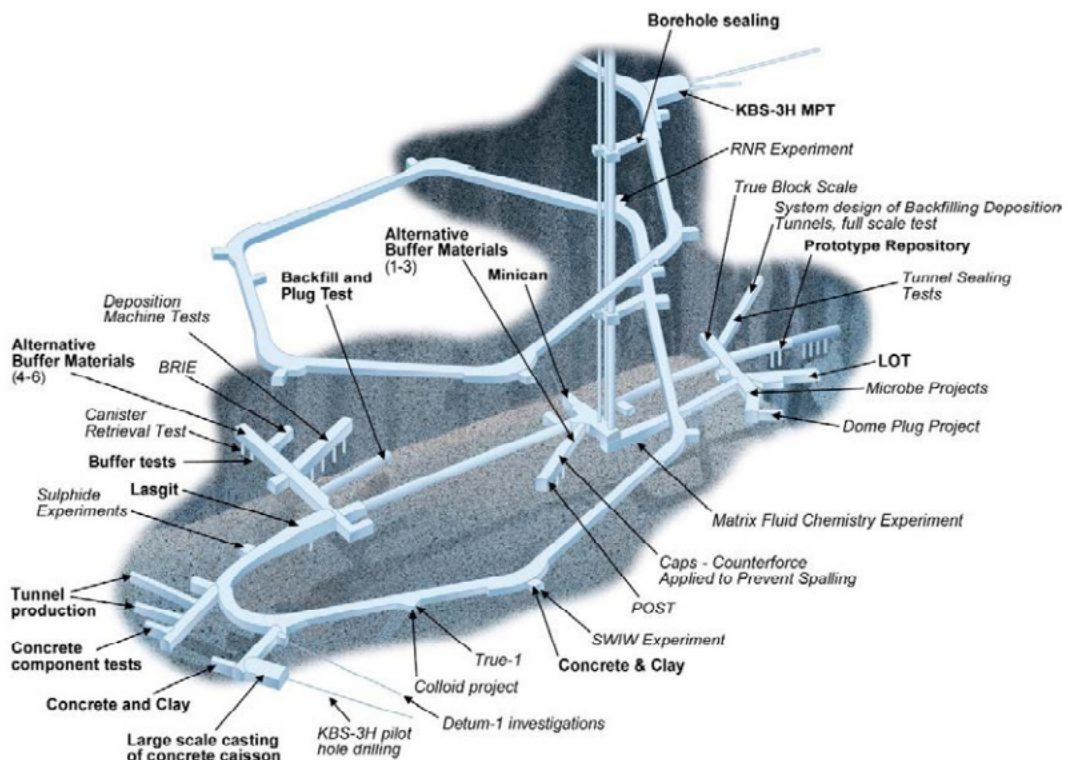


Figura 8-11: Diagrama del laboratorio subterráneo de Äspö, con indicación de experimentos entre las cotas -220 y -460. En negrilla los actuales [de: Äspö Hard Rock Laboratory. Annual Report 2019]

Centro Común de Investigación europeo, JRC



Figura 8-12: Logotipos de Joint Research Center de la Comisión Europea y del Instituto de elementos transuránicos de Karlsruhe

El JRC, siglas en inglés de *Joint Research Center*, y Centro Común de Investigación -CCI-, en español, es una Dirección General de la Comisión Europea encargada de proporcionar asesoramiento científico y técnico en diferentes áreas de interés económico social entre las que está seguridad y protección nuclear. Desde su creación, en 1958, ha contribuido a los objetivos de los programas marco, siendo el actual el *Horizonte Europa*. Los resultados de sus actividades investigadores se comparten con los Estados Miembro de la Unión Europea, y colaboran con el CCI un elevado número de científicos de diferentes organizaciones. El JRC gestiona infraestructuras científicas e instalaciones nucleares (de investigación).

Tiene su sede en Bruselas, y cuenta con otras cinco sedes, en Karlsruhe (Alemania), Ispra (Italia), Geel (Bélgica), Petten (Países Bajos) y Sevilla (España). Está organizado en 11 direcciones, de las que la correspondiente a desmantelamientos de instalaciones nucleares y gestión de residuos radiactivos es la que es de mayor interés para Enresa.

El centro de Karlsruhe, el *Instituto de Elementos Transuránicos (ITU)* es de especial importancia para Enresa. Se trata de instalaciones con equipamientos muy especializados. Está orientado a la contribución de las bases científicas para la protección del ciudadano europeo contra los riesgos asociados con el manejo y almacenamiento de material radioactivo, y proporciona apoyo científico y técnico para la concepción, desarrollo, implementación y monitorización de políticas comunitarias relacionadas con la energía nuclear.

En estas instalaciones se puede experimentar con muestras de combustible nuclear irradiado, al contar con instalaciones preparadas para ello, las llamadas celdas calientes. Como en España no hay instalaciones de este tipo disponibles para I+D es por lo que Enresa tiene establecido con este centro convenios de colaboración desde hace más de 20 años. Los términos del convenio son que el JRC aporta la instalación y los materiales de ensayo y Enresa aporta uno o dos investigadores que se desplazan a Karlsruhe.

[<http://itu.jrc.ec.europa.eu/>]

The image features a dark teal background with a large white number '9' in the lower-left quadrant. The background is decorated with several overlapping, rounded rectangular shapes in shades of blue and yellow, creating a layered, geometric effect. The number '9' is a simple, bold, sans-serif font. The overall composition is modern and abstract, with a strong diagonal element on the right side of the frame.

9

9. Referencias

- Sexto Plan General de Residuos Radiactivos, 6º PGRR, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, junio 2006.
- Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos, 7º PGRR, Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, diciembre 2023.
- 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 combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos.
- CSN/IT/SG/ENRESA/22/01 Instrucción técnica a Enresa en relación a la capacidad de recuperación del combustible gastado a medio y largo plazo. Noviembre 2022.
- OIEA, 2018. Report of the Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission, Integrated Review Service for Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Decommissioning and Remediation (ARTEMIS) Combined Mission to Spain. OIEA-NS-IRRS-2018/06.

- Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos. Primer Informe Nacional. Mayo 2003.
- Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos. Sexto Informe Nacional. Octubre 2017.
- Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.
- ESPAÑA. Informe Nacional sobre la aplicación de la Directiva 2011/70/Euratom para la gestión responsable y segura del combustible gastado y de los residuos radiactivos. Consejo de Seguridad Nuclear, agosto 2015.
- Enresa. Inventario nacional de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos. 000-IF-IS-0065, 23-sep.-2016, 40pp.
- Enresa, 2013. Proyectos Básicos Genéricos. Documentos remitidos al MINETUR en 2013.
- Enresa, 2004. Plan de Vigilancia y Mantenimiento. Antigua Fábrica de Concentrados de Uranio de Andújar, rev. 3, Abril 2004.
- Enresa. Memoria del Desmantelamiento. 1998 – 2003. Central Nuclear Vandellós I.
- Enresa. Memoria del desmantelamiento de la CN José Cabrera. Actividades desarrolladas 2010 – 2015.
- Enresa. Hoja de Ruta para dar respuesta a las recomendaciones de la misión de revisión internacional IRRS/ARTEMIS en relación con el programa del AGP, noviembre 2020, 046-IF-DN-0001.
- Hoja de Ruta del Grupo de Trabajo Tripartito (Miterd-CSN-Enresa) para el proyecto AGP, 2021.
- ICRP, 2013. Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste. ICRP Publication 122. Ann. ICRP 42(3).
- INFORME DE LA COMISIÓN AL CONSEJO Y AL PARLAMENTO EUROPEO sobre los progresos realizados en la aplicación de la Directiva 2011/70/Euratom del Consejo y un inventario de los residuos radiactivos y el combustible nuclear gastado presentes en el territorio de la Comunidad y sus perspectivas futuras {SWD (2017) 159 final} {SWD (2017) 161 final}}.
- www.foronuclear.org
- Procedimiento para la coordinación y seguimiento de proyectos de I+D, (079-PC-CY-0001)
- Norma UNE 166002: 2021. Gestión de la I+D+i. Requisitos del sistema de gestión de la I+D+i.
- <https://www.oecd-nea.org>
- <https://ceiden.com/>

- <https://www.pepri.es/>
- <https://igdtp.eu/>
- <http://www.snetp.eu/>
- <https://www.sne.es/>
- <https://www.foronuclear.org/es/sobre-nosotros>
- Underground Research Laboratories (URL). NEA No. 78122. Radioactive Waste Management, NEA/RWM/R (2013)2. February 2013, www.oecd-nea.org
- OECD NEA review of underground research laboratories in NEA countries, V. Lebedev

The background is a solid teal color. It features several overlapping, semi-transparent geometric shapes, primarily rectangles with rounded corners, in shades of light blue and yellow. These shapes are arranged in a way that creates a sense of depth and movement, with some appearing to recede into the background and others coming forward. The overall composition is modern and abstract.

10

10. Anexo 1. Listado de las Fichas de Memoria

La Ficha de memoria es un instrumento que resume muy concisamente un proyecto de I+D de Enresa. Su objeto y contenido se han definido en el apartado Línea 5.3. Gestión de activos.

La Tabla 10-1 muestra la relación de todos los proyectos de I+D, por áreas y líneas de I+D, que se han llevado a cabo en el 7º y 8º Plan de I+D de Enresa, identificando su número de Ficha de Memoria.

Tabla 10-1: Listado de "Fichas de memoria 7º y 8º Plan de I+D"

Listado de "Fichas de memoria 7º y 8º Plan de I+D"			
Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 1: TECNOLOGÍA DEL RESIDUO			
Línea 1.1		Combustible y residuos de alta actividad	
	1.1.01	Estudio experimental de caracterización de la estabilidad del combustible gastado como forma de residuo en condiciones de almacenamiento	UPC-DIQ, CTM
	1.1.02	Modelización del comportamiento del combustible en el sistema combustible/ contenedor	Amphos 21
	1.1.03	Comportamiento del combustible durante el almacenamiento a corto plazo. Pasivación	Ciemat
	1.1.04.a.b.c	Estudios experimentales con combustible real	JRC-ITU, CTM, UPC-DIQ
	1.1.05	Rotura por impactos de baja velocidad en vainas de combustible nuclear fragilizadas por hidruros	ENUSA, UPM, CSN
	1.1.06	Análisis de la integridad del combustible en almacenamiento en seco y transporte (proyecto AICAST)	Ciemat
	1.1.07	Desarrollo de un modelo térmico del almacenamiento de cápsulas MPC32 en bóvedas en el ATC	UP Vasco
	1.1.08	Desarrollo de una instalación de metrología de neutrones	CIEM Ciemat AT
	1.1.09	First-Nuclides. Instant Release of Safety Relevant Radionuclides from Spent Nuclear Fuel	CE
	1.1.10	Evaluación de Medidas experimentales de Composición isotópica de combustible gastado	Enresa, CSN, SEA
	1.1.11	Aplicación de técnicas de caracterización en el estudio de la estabilidad del combustible nuclear irradiado en condiciones de almacenamiento (ACESCO)	Ciemat
	1.1.12	Análisis del combustible con exfoliación (ENUSA)	ENUSA, UPM, CSN
	1.1.13	Combustible y sus análogos: proyecto estabilidad fase II	UPC-DIQ, CTM
	1.1.14	Investigación tecnológica para almacenamiento en seco y transporte (ITAST) (CIEMAT)	Ciemat
	1.1.15	Integridad del material de vaina irradiado con hidruración severa en condiciones de almacenamiento y transporte	ENUSA, UPM, CSN
	1.1.16	Combustible y sus análogos: estudios sobre la estabilidad del combustible irradiado como forma de residuo de alta actividad	UPC-DIQ
	1.1.17	Estudio de la aplicabilidad de investigaciones realizadas sobre el comportamiento del combustible nuclear gastado para su gestión final (AICON)	Amphos 21
	1.1.18	Collaborative Research Project (CRP): "Spent Fuel Mechanical Behaviour During Long Term Storage and Transportation, SPAR IV"	OIEA
	1.1.19	Proyecto H2020 DISCO: "Modern Spent Fuel Dissolution and Chemistry in Failed Container Conditions"	CE
	1.1.20	Proyecto H2020 EURAD WP8. Spent Fuel Characterization and Evolution Until Disposal (SFC)	CE
	1.1.21	Ensayos de oxidación de dióxido de uranio (UO ₂) no irradiado y análisis asociados OCATS	Ciemat

Listado de "Fichas de memoria 7° y 8° Plan de I+D"

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 1: TECNOLOGÍA DEL RESIDUO			
	1.1.22	Estabilidad del combustible irradiado a largo plazo	UPC
	1.1.23	IGD-TP project. Post-closure criticality safety PCCS	Enusa
	1.1.24	CRP Spent Fuel Research and Assessment (SFERA)	OIEA
	1.1.25	BPA - Acuerdo colaboración Enresa-Enusa-Ensa-Sandia-PNNL. Ensayo vibraciones elemento de combustible	UPC
	1.1.26	Proyecto SPARE	F. Eurecat
	1.1.27	The OECD Nuclear Energy Agency (NEA) STUDESVIK Cladding Integrity Project (SCIP IV)	NEA
	1.1.28	Estudio de la oxidación del combustible gastado en atmósferas no-inertes a elevadas temperaturas.	Enusa
	1.1.29	Análisis de la composición química del elemento de combustible fresco y componentes del núcleo.	Enusa
	1.1.30	CRP Spent Fuel Characterization Database	OIEA
	1.1.31	Investigación del comportamiento mecánico de las vainas del combustible gastado, con defectos incipientes, en un accidente de caída	Enusa
Línea 1.2		Residuos de media y baja y muy baja actividad	
	1.2.01	Desarrollos de metodologías en espectrometría de masas con aceleradores (AMS) de baja energía con aplicación a problemas de residuos radiactivos	CNA
	1.2.02	Mejoras tecnológicas de estudios de estabilidad y lixiviación de bultos	U. Córdoba
	1.2.04	Análisis y evaluación de características no radiactivas de residuos RBBA y RBMA	Westinghouse
	1.2.06	Comportamiento y especiación del Carbono 14 en acero inoxidable y grafito irradiado, más proyecto CAST	CE, Ciemat
	1.2.07	Desarrollo de un dispositivo para la identificación, cuantificación y distribución espacial de isótopos emisores gamma en una superficie o en un material	CSIC-IFC
	1.2.08	Impermeabilización de grafito irradiado y optimización del tratamiento térmico	Ciemat
	1.2.09	Proyecto H2020 CHANCE: " <i>Characterization of Conditioned Nuclear Waste for its Safe Disposal in Europe</i> "	CE
	1.2.11	Proyecto H2020 INSIDER: " <i>Improved Nuclear Site characterisation for waste minimisation in Decommissioning and Dismantling operations under constrained Environment</i> "	CE
	1.2.12	Mecanismos de interacción del aluminio en medios básicos y los parámetros a investigar relacionados con el almacenamiento RBMA. Proyecto PREDIS. Incluye: Ensayos para determinar los mecanismos de interacción del aluminio en medios básicos y los parámetros a investigar relacionados con el almacenamiento de residuos de baja y media actividad (RBMA)	CE
Línea 1.3		Propiedades básicas de los radionúclidos	
	1.3.01	Workshop DDEP 2010: Training sessions of the Decay Data Evaluation Project	Ciemat
	1.3.02	Bases de datos termodinámicas y químicas de la NEA (The NEA Thermochemical Data Base Project), TDB	AEN-OCDE

Listado de "Fichas de memoria 7° y 8° Plan de I+D"

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 2. TECNOLOGÍA Y PROCESOS DE TRATAMIENTO Y ACONDICIONAMIENTO, Y DESMANTELAMIENTO			
Línea 2.1		Tratamiento	
	2.1.01	Pruebas de llenado y de funcionamiento de elementos de control de un reactor de plasma	TECNALIA, U. Córdoba
	2.1.02	Investigación de las opciones de gestión de residuos para el grafito irradiado (GRAFEC). Fase 1	Ciemat
	2.1.03	Proyecto CARBOWASTE, Treatment and Disposal of Irradiated Graphite and Other Carbonaceous Waste (7° PM EURATOM)	CE, Ciemat
	2.1.04	Collaborative Research Project (CRP): "Treatment of Irradiated Graphite to Meet Acceptance Criteria for Waste Disposal"	OIEA
	2.1.05	Documentación de diseño de detalle de un prototipo de planta de tratamiento de residuos dotado de un reactor de plasma CONFIDENCIAL	TECNALIA
	2.1.06	GRAPA: International Project on Irradiated Graphite Processing Approaches	IAEA
	2.1.07	Ensayos de acondicionamiento y tratamiento de grafito irradiado para su almacenamiento en celdas del C.A. El Cabril. GRACO	Ciemat
Línea 2.3		Desmantelamiento	
	2.3.02	Empleo de magmoléculas para la adsorción selectiva y concentración de los isótopos ³⁶ Cl, ⁹⁴ Nb, ⁹⁹ Tc y ¹²⁹ I (tesis doctoral)	URV
	2.3.03	Planta de magmoléculas	URV
	2.3.04	Instalación y puesta a punto del sistema Greg@I en Ciemat	URV
	2.3.05	Relleno de huecos con materiales de baja densidad	URV
	2.3.06	Reciclaje de plomo contaminado y optimización de la proporción absorbente/ agente quelante en el sistema de magmoléculas	URV.
	2.3.07	Adaptación e implementación de sistemas de calidad y medio ambiente a la pequeña empresa, en el ámbito del desmantelamiento	URV
	2.3.08	Estudio de la evolución termodinámica de la atmósfera interior del cajón de Vandellós I, asociada con eventos operativos y/o naturales	URV
	2.3.09	Estudio de la correlación entre valores de difusión / lixiviación y las propiedades mecánicas de bultos de residuos	URV
	2.3.10	Bases técnicas para la aplicación de programas de biorecuperación "in situ" en acuíferos contaminados con uranio	URV
	2.3.11	Durabilidad de la estructura de confinamiento del cajón de Vandellós I en relación con su integridad frente a la corrosión	URV
	2.3.12	Adaptación del sistema Greg@I para desclasificación de UDS con metodología MARSSIM	URV
	2.3.13	Estudio de la corrosividad y estanqueidad de la atmósfera del cajón de Vandellós I	CSIC-CENIM
	2.3.14	Determinación del grado de llenado de contenedores	URV
	2.3.15	Descontaminación de grafito mediante microorganismos	URV
	2.3.16	Ensayo piloto de laboratorio para la descontaminación de terrenos de la central nuclear José Cabrera	UTE ENINGE
	2.3.18	Requisitos técnicos para la determinación automática de las coordenadas X, Y, X en medidas de caracterización mediante el empleo de cámaras convencionales	U-Las Palmas

Listado de "Fichas de memoria 7° y 8° Plan de I+D"

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 2. TECNOLOGÍA Y PROCESOS DE TRATAMIENTO Y ACONDICIONAMIENTO, Y DESMANTELAMIENTO			
	2.3.19	Sistema de digitalización 3D de grandes piezas y modificación del software de "factor de forma"	UCO
	2.3.21	Estudio de la influencia del grafito en la tendencia a la sobrepresión en la atmósfera interior del cajón de Vandellós I	URV
	2.3.22	Descontaminación experimental de grafito irradiado de Vandellós I mediante el empleo de hongos. Búsqueda adicional de nuevos organismos	URV
	2.3.23	Ensayos de difusión de cesio en discos de mortero C.A. El Cabril sumergidos en polvo de grafito	URV
	2.3.24	Estudio del origen de la formación de CO ₂ en la atmósfera interior del cajón de Vandellós I	URV
	2.3.26	Análisis de investigación necesaria para desmantelamientos basado en los agentes interesados (SHARE Project)	CE
	2.3.27	Plataforma basada en aplicaciones emergentes e interoperables para un proceso de desmantelamiento mejorado (PLEIADES Project)	CE
	2.3.28	INNOvative tools FOR dismantling of GRAPHite moderated nuclear reactors, INNO4GRAPH.	CE
Línea 2.6		Separación	
	2.6.01	Procesos de separación de radionucleidos de vida larga	Ciemat
	2.6.02	Estudio y evaluación de la sostenibilidad de los procesos de separación hidrometalúrgica de radionucleidos de vida larga	Ciemat
	2.6.03	Estudios avanzados para el desarrollo de procesos separación, retención y conversión ESASERC	Ciemat
Línea 2.7		Transmutación	
	2.7.01	Transmutación aplicada a la gestión de residuos radiactivos de alta actividad	Ciemat
	2.7.02	Procesos de separación de radionucleidos de vida larga	Ciemat
	2.7.03	Transmutación de radionucleidos de vida larga como soporte a la gestión de residuos radiactivos de alta actividad. Fase 1	Ciemat
	2.7.04	Tecnologías disponibles para la transmutación de radionucleidos de vida larga	Ciemat

Listado de "Fichas de memoria 7º y 8º Plan de I+D"

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 3. MATERIALES Y SISTEMAS DE CONFINAMIENTO			
Línea 3.1		Caracterización y comportamiento de materiales	
	3.1.01	Medida de pH en hormigones especiales para el (proyecto de colaboración entre de colaboración entre SKB, POSIVA, NAGRA, NUMO, NDA y Enresa)	CSIC-IETcc
	3.1.02	Desarrollo de nuevos hormigones y morteros. Ensayos de caracterización y de durabilidad de hormigones y morteros	CSIC-IETcc
	3.1.04	Durabilidad de materiales metálicos	TECNALIA
	3.1.05	Caracterización de materiales de confinamiento de base hormigón / arcilla	Ciemat
	3.1.06	Aplicación de áridos reciclados de hormigón en la fabricación de hormigones estructurales	U. Córdoba
	3.1.07	Realización de ensayos de difusión en hormigones y morteros con elementos radiactivos	Ciemat
	3.1.08	Caracterización de mecanismos de retención de actínidos en materiales silicatados	U. Sevilla
	3.1.09	Caracterización del mecanismo de retención de actínidos en micas sintéticas: aplicación a la retención de Cs e I	U. Sevilla
	3.1.10	Desarrollo de hormigones autocompactantes para su utilización en las instalaciones de El Cabril	U. Córdoba
	3.1.11	Estudio para evaluar la influencia del K+ y NH4+ sobre la capacidad de adsorción de 137Cs en la arcilla "Rojo Carboneros"	Ciemat
	3.1.12	Parámetros de migración de radionúclidos en el emplazamiento del ATC de Villar de Cañas: respuesta THM y GQ del sustrato geológico y su incidencia en la seguridad a largo plazo	Ciemat
	3.1.13	Identificación y validación de métodos geofísicos para la detección y caracterización de discontinuidades en medios sedimentarios recientes	CSIC-IJAct
	3.1.14	Desarrollo de hormigones para el almacén temporal centralizado (ATC)	CSIC-IETcc
	3.1.15	Estudio de los efectos del envejecimiento por irradiación y otros factores sobre los hormigones de la central nuclear de José Cabrera	Enresa, CSN, ...
	3.1.16	Materiales de barreras de ingeniería RBMA y sus componentes: caracterización y durabilidad	CSIC-IETcc
	3.1.17	Clay Club: IGSC Working Group on the Characterisation, the Understanding and the Performance of Argillaceous Rocks as Repository Host Formations	NEA
	3.1.18	Caracterización y modelación geoquímica ambiental de materiales geológicos de la laguna de El Hito y su entorno	UPM ETSIMM
	3.1.19	Análisis y evolución de procesos termo-hidro-mecánicos de los materiales del Emplazamiento del Almacén Temporal Centralizado de Villar de Cañas	UPC-DIT
	3.1.20	Caracterización termo-hidro-mecánica y geoquímica de materiales empleados en almacenamientos de residuos radiactivos	Ciemat
	3.1.21	Caracterización y estudio de durabilidad de las barreras de ingeniería en almacenamientos de residuos radiactivos RBMA	CSIC-IETcc
	3.1.23	Estudio experimental para el análisis del comportamiento tecnológico de elementos singulares de hormigón	FHECOR
	3.1.24	Estudio de diseño de hormigones autonivelantes y autocompactantes para el C.A El Cabril	UCO
	3.1.25.	CONtainer CORrosion under Disposal conditions (CONCORD)	CE

Listado de "Fichas de memoria 7º y 8º Plan de I+D"

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 3. MATERIALES Y SISTEMAS DE CONFINAMIENTO			
	3.1.26	Caracterización termo-hidro-mecánica y geoquímica de materiales de confinamiento empleados en almacenamientos de residuos radiactivos (CAMBAR II)	Ciemat
	3.1.27	Caracterización de materiales de barreras de RBMA y RBBA (CARMA)	Ciemat
	3.1.28	IGD-TP project on Site Characterisation	IGD-TP
Línea 3.2		Comportamiento de sistemas de confinamiento	
	3.2.01	Realización de sondeos para control geológico e hidrogeológico en sistemas marismales	ByA
	3.2.02	Barreras Geoquímicas: Ensayos hidráulicos	AITEMIN
	3.2.03	Barreras Geoquímicas: Control piezométrico	AITEMIN
	3.2.04	Barreras Geoquímicas (CRI): Interpretación de la información de caracterización con el código TRANSIN-RETRASO, diseño de barreras	UPC, CSIC
	3.2.05	Programa de medidas de barrido radiológico, Centro de Recuperación de Inertes CRI-09	GEOCISA
	3.2.06	Proyecto 7PM EURATOM PEBS: "Long-term performance of Engineered Barrier Systems (EBS)"	EC, UAM, UDC, Golder, AITEMIN, UPC-DIT, Ciemat
	3.2.08	Análisis comparativo de la retención de Cesio e Iodo por barreras reactivas de arcillas: escala pre-piloto	U. Sevilla
	3.2.09	Participación de Enresa en el Consorcio de Mont Terri	GI
	3.2.10	Proyecto H2020 CEBAMA: "Cement-based materials, properties, evolution, barrier functions "	CE
	3.2.11	Proyecto H2020 BEACON: "Bentonite Mechanical Evolution"	CE
	3.2.12	Proyecto FEBEX-DP: "Full-scale Engineered Barrier Experiment - Dismantling Project"	Nagra
	3.2.13	Collaborative Research Project (CRP): "Ageing Management Programmes for Spent Fuel Dry Storage Systems"	IAEA
	3.2.14	High Temperature Effects on Bentonite (HotBent)	Nagra
	3.2.15	EURAD WP7. Influence of temperature on clay-based material behaviour (HITEC)	CE
	3.2.16	Performance Assessment of Storage Systems for Extended Durations (PASSED)	OIEA
Línea 3.3		Tecnologías y sistemas de almacenamiento	
	3.3.01	Desarrollo de celda automatizada para cierre de contenedores. Proyecto Alcón	AIMEN
	3.3.02	Optimización del diseño de cápsulas y bastidores para el ATC	ENSA, ENUSA
	3.3.03	Análisis y diseño de un sistema automatizado de inspección y reparación por soldadura en celda caliente	AIMEN
	3.3.04	Sistema integral de soldadura, inspección y corte de cápsulas en ambiente de alta radiación	ENSA
	3.3.05	Estudio de viabilidad de cápsulas transportables, desarrollo de detalle e integración de las cápsulas de almacenamiento de combustible nuclear en el diseño del ATC y estudio de viabilidad de inertización con Argón de cápsulas y contenedores acoplados a la celda de descarga de CG y RAA del ATC	ENSA, ENUSA
	3.3.06	"Schedule Project" (Steel Concrete High Efficiency Demonstration - European Collaborative Experience)	SCI
	3.3.07	Ingeniería para el diseño de las capas de cobertura de las celdas de RBMA en el C.A. El Cabril	Amphos 21

Listado de "Fichas de memoria 7º y 8º Plan de I+D"

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 3. MATERIALES Y SISTEMAS DE CONFINAMIENTO			
Línea 3.4		Monitorización de materiales y sistemas de confinamiento	
	3.4.01	Monitorización hidrogeoquímica del C.A. El Cabril (actualización de metodologías de análisis e interpretación y equipamiento)	Ciemat
	3.4.02	Caracterización hidrogeoquímica del C.A. El Cabril	Ciemat
	3.4.03	Caracterización hidrogeoquímica de sistemas marismales	Ciemat
	3.4.04	Apoyo a la caracterización hidrogeoquímica en la Central Nuclear José Cabrera	Ciemat
	3.4.05	Caracterización de aguas subterráneas y suelos de la zona de la antigua construcción SROA de Vandellós I	GEOCISA
	3.4.06	Estudio de las aguas de abastecimiento del C.A. El Cabril	CU. Córdoba
	3.4.07	Sistema de medida automáticos y supervisión del PVH del C.A. El Cabril	AITEMIN, otros
	3.4.08	Realización de medidas electroquímicas y de permeabilidad en la estructura de almacenamiento nº 22 del C.A. El Cabril	GEOCISA, CSIC-IETcc
	3.4.09	Proyecto MoDeRn FP7: " <i>Monitoring Developments for safe Repository operation and staged closure</i> "	CE, AITEMIN
	3.4.10	Monitorización de las estructuras de almacenamiento del C.A. El Cabril	AITEMIN / OMP; Amberg
	3.4.11	Contenedor CE-2a instrumentado en el C.A. El Cabril	GEOCISA
	3.4.12	Desarrollo de un sistema de visión 3D	U. Córdoba
	3.4.13	Elaboración de procedimiento de calibración, calibración de caudalímetros y reparación de elementos constructivos en ensayos de capas de cobertura	AITEMIN, otros
	3.4.14	Estudios de interacción agua-roca en Villar de Cañas	Ciemat
	3.4.16	Ensayos hidráulicos en la serie 3000 del C.A. El Cabril	
	3.4.17	Diagnóstico del funcionamiento de la planta potabilizadora de las instalaciones de El Cabril, propuestas dentro del C.A. El Cabril	U. Córdoba
	3.4.18	Diseño de una unidad móvil para toma de datos de los programas de vigilancia hidrogeológica, radiológica y ambiental del C.A. El Cabril	AITEMIN, otros
	3.4.19	Modelación del comportamiento hidrogeoquímico de emplazamientos en sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos	CIEM Ciemat AT
	3.4.20	Proyecto H2020 MODERN2020: " <i>Development and Demonstration of monitoring strategies and technologies for geological disposal</i> "	CE
	3.4.21	Desarrollo de un sistema con sensores de fibra óptica FBG para la monitorización interna continua de condiciones ambientales y radiación en contenedores de combustible gastado de Zorita	ENSA
	3.4.22	Instrumentación celda 21 Plataforma Sur C.A. El Cabril	Amberg
	3.4.23	Muestreo de tritio y carbono 14 en el C.A. El Cabril	Mirion
	3.4.25	Modelación del comportamiento hidrogeoquímico de emplazamientos en sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos (MOCHESAR)	Ciemat

Listado de "Fichas de memoria 7º y 8º Plan de I+D"

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 4. EVALUACIÓN DEL COMPORTAMIENTO, DE LA SEGURIDAD, PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y MODELACIÓN ASOCIADA			
Línea 4.1		Métodos y modelos de evaluación	
	4.1.01	Modelización THMQ del campo próximo del ATC de Villar de Cañas	UCLM
	4.1.02	Proyecto H2020 EURAD WP10. Uncertainty Management multi-Actor Network (UMAN)	CE
Línea 4.2		Modelación de procesos y sistemas	
	4.2.03	Modelización termohidráulica y de transporte en celdas RBMA y RBBA	INITEC, Westinghouse
	4.2.04	Desarrollo de modelos de flujo de agua y transporte en celdas RBMA	UPC-GHS
	4.2.05	Desarrollo de modelos de capas de cobertura	UPC-GHS
	4.2.06	Modelo hidrogeológico del C.A. El Cabril	UPC-DIT
	4.2.07	Plan de desmantelamiento y clausura de la CN José Cabrera. Informe anual del plan de vigilancia de aguas subterráneas. Año 2010	UPM-ETSIMM
	4.2.08	Predicción de efectos de explosiones en estructuras de hormigón armado	UPC
	4.2.09.a, b	Predicción de efectos de explosiones e impactos en estructuras de hormigón reforzado con fibras; Modelización del comportamiento del hormigón armado sometido a explosiones y penetración teniendo en cuenta la adherencia de las armaduras	UPC
	4.2.10	Modelo de la evolución hidrogeoquímica de la FUA (2012-14)	UDC
	4.2.11	Caracterización y modelación hidrogeológica del entorno de las instalaciones de C.A. El Cabril	UPC
	4.2.12	Análisis de la interacción suelo-estructura en edificios singulares. Modelo avanzado del efecto clima, el drenaje y el proceso de excavación, para distintos tipos de cementación y modelos del suelo	UCLM
	4.2.13	Modelización del flujo de las aguas subterráneas del emplazamiento del ATC	UDC
	4.2.14	EURAD. Development and improvement Of NUmerical methods and Tools for modelling coupled processes (DONUT)	CE
	4.2.15	Proyecto H2020 EURAD WP2. Assessment of Chemical Evolution of ILW and HLW Disposal Cells (ACED)	CE
	4.2.16	Proyecto DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments (DECOVALEX)	LBL
Línea 4.3		Restauración ambiental	
	4.3.01	Proyecto BIOCHAL: Desarrollos necesarios para el tratamiento de la biosfera en las evaluaciones de impacto radiológico	Ciemat
	4.3.02	Proyecto TRANSFER: Análisis de datos, obtención de parámetros y modelación del comportamiento de radionucleidos en la biosfera	Ciemat
	4.3.03.a, b	Sistemas de detección dinámica de material radiactivo mezclado con otros materiales, con equipos fijos y móviles; Caracterización de los equipos de detección dinámica en fronteras y puntos críticos	UPM
	4.3.04	Proyecto PROCORAD: Aseguramiento de la calidad en las metodologías de determinación de radionucleidos en orina mediante la participación en el ejercicio de intercomparación	TECNATOM
	4.3.05	Proyecto MODAS: Desarrollos para las evaluaciones de impacto radiológico ambiental en la gestión de materiales y residuos radiactivos	Ciemat

Listado de "Fichas de memoria 7º y 8º Plan de I+D"

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 4. EVALUACIÓN DEL COMPORTAMIENTO, DE LA SEGURIDAD, PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y MODELACIÓN ASOCIADA			
	4.3.06	Pruebas de laboratorio y supervisión en campo de la aplicación de enmiendas de suelo en el emplazamiento restaurado de Saelices el Chico (Salamanca)	CSIC-IRNA
	4.3.07	Aplicación de enmiendas de "Carbocal" en la capa de suelo superficial del emplazamiento restaurado de Saelices El Chico (Salamanca)	CSIC-IRNAS
Línea 4.4		Protección radiológica	
	4.4.01	Proyecto APRA: Apoyo en Protección Radiológica y Acuerdos con universidades	Ciemat
	4.4.02	Proyecto PROMEDIA: Protección Radiológica del Medio Ambiente	Ciemat
	4.4.03	Investigación en desarrollos y metodologías de evaluación de la cultura de seguridad aplicadas a las organizaciones de gestión de residuos radiactivos	Ciemat
	4.4.04	Proyecto NORMIMA: NORM: Industrias y Materiales	Ciemat
	4.4.05	Proyecto PRCAU: Protección Radiológica, Apoyo y Recomendaciones	Ciemat
	4.4.06	Proyecto ERIBIO: Evaluaciones de riesgos en la biota debidos a la exposición a radiaciones ionizantes	Ciemat
	4.4.07	Mejora en el conocimiento de los factores que fortalecen la cultura de seguridad	Ciemat
Línea 4.5		Clima y suelos	
	4.5.01	Estudio del balance hídrico superficial de la cuenca hidrológica de El Cabril, medidas de los componentes y parámetros hidrológicos	U. Córdoba
	4.5.02	Ecología del C.A. El Cabril	U. Sevilla
	4.5.03	Estudio del balance hídrico superficial en las zonas de influencia de las plataformas de almacenamiento de residuos de El Cabril	U. Córdoba

Listado de “Fichas de memoria 7° y 8° Plan de I+D”

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
ÁREA 5. INFRAESTRUCTURA Y COORDINACIÓN			
Línea 5.2		Coordinación	
	5.2.01	Síntesis y análisis de la participación de Enresa en proyectos de I+D del 7º Programa Marco de EURATOM hasta febrero de 2011	AITEMIN
	5.2.02	Plataforma tecnológica europea IGD-TP (<i>Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform</i>)	Varios
	5.2.03	JOPRAD project: Towards a Joint Programming on Radioactive Waste Disposal	CE
	5.2.04	VI Jornadas de I+D de Enresa y presentación del 7º Plan de I+D 2014 - 2018	Transedit, Expectagran
Línea 5.3		Gestión de activos	
	5.3.01	Publicaciones técnicas / Documentos Internos de Referencia	TRANSEDIT
	5.3.02	Revisión, análisis, actualización, organización y estructuración de los resultados de I+D (1989-2005)	Enresa, TRANSEDIT
	5.3.03	Preservation of Records, Knowledge and Memory (RK&M) Across Generations	NEA
	5.3.04	VI ^{as} Jornadas de I+D de Enresa y presentación del 7º Plan de I+D 2014 - 2018	Enresa, TRANSEDIT
	5.3.05	<i>NKM: Nuclear knowledge management organizational working group (ORWG – NKM)</i>	IGD-TP
	5.3.06	<i>Proyectos FP7 Towards an European training market and professional qualification in Geological Disposal, Implementing sustainable E&T programmes in the field of Radioactive Wastes Disposal (PETRUS II y III)</i>	CE
	5.3.07	Paneles técnicos informativos de actividades y proyectos de I+D de la instalación de El Cabril (Pósteres El Cabril)	EXPECTAGRAN
	5.3.08	Diseño e ingeniería de AGP (granito y arcilla respectivamente)	Amberg, Enresa



GOBIERNO
DE ESPAÑA

VICEPRESIDENCIA
TERCERA DEL GOBIERNO

MINISTERIO
PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA
Y EL RETO DEMOGRÁFICO

