

8º Plan de I+D

2019 - 2023



Tabla de contenido

LISTADO DE TABLAS

LISTADO DE FIGURAS

LISTA DE ACRÓNIMOS Y ABREVIATURAS

1	INTRODUCCIÓN.....	13
2	LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN ESPAÑA	14
2.1	SISTEMA ESPAÑOL EN RELACIÓN CON MATERIAL RADIATIVO	14
2.2	MISIÓN DE ENRESA.....	16
2.3	ACTIVIDADES NUCLEARES Y RADIATIVAS EN ESPAÑA.....	17
3	GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS REALIZADA.....	20
3.1	INVENTARIO DE RESIDUOS RADIATIVOS EN FUNCIÓN DEL TIEMPO.....	20
3.2	GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS DE MEDIA Y BAJA, Y DE MUY BAJA ACTIVIDAD: CENTRO DE ALMACENAMIENTO DE SIERRA ALBARRANA “EL CABRIL”	22
3.3	GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS DE ALTA ACTIVIDAD: ACTUACIONES EN PISCINAS, ATIs Y ATC	25
3.4	GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS DE ALTA ACTIVIDAD, Y DE COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO: PROYECTO AGP 32	
3.4.1	<i>Plan de búsqueda de emplazamientos, selección del emplazamiento</i>	<i>32</i>
3.4.2	<i>Concepto de referencia</i>	<i>36</i>
3.4.3	<i>Estudios de seguridad</i>	<i>39</i>
3.4.4	<i>Actividades de I+D en los componentes de AGP</i>	<i>41</i>
3.5	DESMANTELAMIENTOS Y RESTAURACIONES.....	43
3.5.1	<i>Minas y producción de concentrados de uranio (excepto FUA)</i>	<i>43</i>
3.5.2	<i>Fábrica de Concentrados de Uranio de Andújar, FUA</i>	<i>46</i>
3.5.3	<i>Central Nuclear Vandellós I.....</i>	<i>48</i>
3.5.4	<i>Central Nuclear José Cabrera.....</i>	<i>50</i>
3.5.5	<i>Central Nuclear Santa María de Garoña.....</i>	<i>53</i>
3.5.6	<i>Reactores de investigación y PIMIC</i>	<i>54</i>
3.5.6.1	JEN-1 y PIMIC	54
3.5.6.2	Reactores de Investigación de Barcelona y Bilbao	56
3.5.7	<i>Gestión de pararrayos radiactivos y detectores iónicos de humos.....</i>	<i>56</i>
3.6	LOGÍSTICA.....	57
3.7	OTRAS ACCIONES.....	58
4	PLAN DE ACCIÓN PARA LOS PRÓXIMOS AÑOS	60
4.1	INVENTARIO	60
4.2	PLAN DE GESTIÓN DE VIDA DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES	61
4.2.1	<i>Centro de Almacenamiento El Cabril</i>	<i>61</i>
4.2.2	<i>Almacén Temporal Centralizado.....</i>	<i>63</i>
4.3	PLAN DE ACCIÓN EN RELACIÓN CON LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS DE MEDIA Y BAJA ACTIVIDAD	64
4.4	PLAN DE ACCIÓN EN RELACIÓN CON LA GESTIÓN DE COMBUSTIBLE GASTADO Y RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD ...	65

4.4.1	Plan de acción para el estudio del residuo.....	65
4.4.2	Plan de acción para el almacén temporal centralizado.....	67
4.4.3	Plan de acción para los ATIs.....	72
4.4.4	Plan de acción para el AGP	72
4.5	PLAN DE ACCIÓN PARA DESMANTELAMIENTO, CLAUSURA Y RESTAURACIONES.....	78
4.5.1	Centrales nucleares.....	78
4.5.2	PIMIC.....	81
4.5.3	Fábrica de Uranio de Andújar.....	81
4.5.4	Instalaciones mineras	81
4.6	PLAN DE ACCIÓN PARA EL CENTRO TECNOLÓGICO DEL ATC.....	83
4.7	PLAN DE ACCIÓN PARA EL CENTRO TECNOLÓGICO MESTRAL	86
4.8	LOGÍSTICA PARA LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS Y DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO.....	87
4.9	OTRAS ACTUACIONES	87
4.10	GESTIÓN DEL CONOCIMIENTO	88
5	ORGANIZACIÓN DEL PLAN DE I+D	90
5.1	ORGANIZACIÓN DEL PLAN DE I+D POR ÁREAS Y LÍNEAS	90
5.1.1	Introducción	90
5.1.2	Área 1 Tecnología del residuo.....	91
5.1.2.1	Línea 1.1. Combustible y residuos de alta actividad.....	92
5.1.2.2	Línea 1.2 Residuos de media y baja y muy baja actividad.....	99
5.1.2.3	Línea 1.3 Propiedades básicas de los radionúclidos	104
5.1.3	Área 2. Tecnología y procesos de tratamiento y acondicionamiento, y desmantelamiento 104	
5.1.3.1	Línea 2.1. Tratamiento.....	104
5.1.3.2	Línea 2.2. Descontaminación (optimización).....	105
5.1.3.3	Línea 2.3. Desmantelamiento	106
5.1.3.4	Línea 2.4. Inmovilización	108
5.1.3.5	Línea 2.5. Tecnologías auxiliares.....	109
5.1.3.6	Seguimiento de otras tecnologías: Línea 2.6 Separación y 2.7 Transmutación	109
5.1.4	Área 3. Materiales y sistemas de confinamiento.....	111
5.1.4.1	Línea 3.1. Caracterización y comportamiento de materiales de barrera.....	111
5.1.4.2	Línea 3.2. Comportamiento de sistemas de confinamiento.....	118
5.1.4.3	Línea 3.3. Tecnologías y sistemas de almacenamiento	124
5.1.4.4	Línea 3.4. Monitorización de materiales y sistemas de confinamiento	128
5.1.5	Área 4. Evaluación del comportamiento, de la seguridad, protección radiológica y modelación asociada.....	132
5.1.5.1	Línea 4.1. Métodos y modelos de evaluación	132
5.1.5.2	Línea 4.2. Modelación de procesos y sistemas.....	133
5.1.5.3	Línea 4.3. Restauración ambiental.....	138
5.1.5.4	Línea 4.4. Protección radiológica	140
5.1.5.5	Línea 4.5. Clima y suelos	143
5.1.6	Área 5. Actividades horizontales: infraestructura de apoyo, coordinación, gestión del conocimiento.....	144
5.1.6.1	Línea 5.1, Apoyo a infraestructuras (Centros Tecnológicos)	144
5.1.6.2	Línea 5.2, Coordinación	145
5.1.6.3	Línea 5.3, Gestión de activos	146
6	PRESUPUESTOS Y FINANCIACIÓN	150
7	SEGUIMIENTO DEL PLAN.....	154
7.1	HERRAMIENTAS DE CONTROL Y SEGUIMIENTO	154
8	VIGILANCIA TECNOLÓGICA, FOROS DE I+D, COLABORACIÓN INTERNACIONAL	157
8.1	AGENCIA DE ENERGÍA NUCLEAR (AEN)	158
8.2	ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA (OIEA)	159

8.3	PLATAFORMAS ESPAÑOLAS: CEIDEN Y PEPRI.....	160
8.4	PLATAFORMAS EUROPEAS: IGD-TP Y SNETP.....	162
8.5	OTROS FOROS.....	165
8.6	COLABORACIÓN INTERNACIONAL.....	165
9	REFERENCIAS	174
10	ANEXO 1. LISTADO DE LAS FICHAS DE MEMORIA PREVISTAS DE LOS PLANES 6º Y 7º DE I+D DE ENRESA.....	177

Listado de tablas

Tabla 3-1: Categorías de residuos radiactivos considerados en España en función de su gestión	21
Tabla 3-2: Emplazamientos desmantelados y/o restaurados, otros en proceso de serlo y los que se realizarán en el futuro.....	44
Tabla 6-1: Inversión realizada en cada plan de I+D de Enresa.....	150
Tabla 6-2: Organizaciones participantes en los Planes 6 (2009-2013) y 7 (2014 2018)	151
Tabla 6-3: Distribución de inversiones por áreas temáticas (en miles de euros).....	153
Tabla 8-1: Lista de temas de I+D no incluidos en el alcance actual del EJP	164
Tabla 8-2: Proyectos de EURATOM en que Enresa ha participado desde el 5ºPM (1998-2002)	167
Tabla 8-3: Selección de proyectos y experimentos desarrollados en laboratorios subterráneos con presencia de Enresa	171
Tabla 10-1: Listado de “Fichas de memoria” previstas de los planes 6º y 7º	177

Listado de figuras

Figura 2-1: El sistema nuclear español, autoridades, regulador y licenciarios.....	14
Figura 2-2: Mapa de las instalaciones españolas generadoras de residuos radiactivos	17
Figura 3-1: Clasificación internacional de los residuos radiactivos según el OIEA (izquierda) y la clasificación española en función de la gestión que se realiza	21
Figura 3-2: Vista aérea del Centro de Almacenamiento de Sierra Albarrana “El Cabril”	22
Figura 3-3: Concepto de almacenamiento definitivo de RBMA del C.A. El Cabril	23
Figura 3-4: Unidad de almacenamiento de RBMA en preparación (izquierda) y ejemplos de diferentes tipos de unidades de almacenamiento para RBMA (derecha)	23
Figura 3-5: Sección longitudinal de una celda de almacenamiento para RBMA. Arriba, celda en operación; abajo, celda clausurada	23
Figura 3-6: Cápsula con residuos vitrificados resultantes de reproceso semejante a las que se han de recibir desde Francia	25
Figura 3-7: ATI de la CN de Trillo	27
Figura 3-8: Infografía del ATC de Enresa	27
Figura 3-9: Disposición general del Proyecto ATC	28
Figura 3-10: El ATC, proceso principal.....	30
Figura 3-11: Planificación metodológica para la consecución de un AGP establecida al principio de las actividades de selección del emplazamiento	34
Figura 3-12: Infografía de AGP en formaciones salinas (izquierda), arcillosas (centro); y graníticas (derecha)	36
Figura 3-13: Fases de los estudios del concepto de referencia en granito (arriba) y arcilla (abajo) con indicación de principales resultados	38
Figura 3-14: Proceso de aproximación paso a paso en el diseño del AGP	39
Figura 3-15: Sistema multibarrera del AGP.....	40
Figura 3-16: Concepto de referencia del AGP en medio arcilloso	41
Figura 3-17: Proyecto de I+D FEBEX (Programas Marco 4 y 5 de Euratom) desarrollado para estudiar el concepto de referencia español en medio granítico, construido por Enresa en el laboratorio subterráneo de Grimsel (Suiza).....	42
Figura 3-18: Mina Ratones, en el término municipal de Albalá, Cáceres	45
Figura 3-19: La Antigua planta Quercus para obtener concentrado de uranio en Saelices el Chico	46
Figura 3-20: Vista aérea de la <i>Fábrica de Uranio de Andújar</i> , antes (izquierda) y después (derecha) de las actuaciones de Enresa.....	47
Figura 3-21: Proyecto de I+D para el diseño de las capas de cobertura en la FUA (izquierda representa el diseño para taludes, y derecha para la cumbre)	47
Figura 3-22: Antes y después del desmantelamiento a nivel 2 de la CN Vandellós I	49
Figura 3-23: Emplazamiento de la CN José Cabrera antes y después del desmantelamiento y restauración de los terrenos.....	50
Figura 3-24: Materiales a gestionar en la CN José Cabrera	52
Figura 3-25: Central Nuclear de Santa María de Garoña [Nuclenor].....	53
Figura 3-26: Reactor JEN-1.....	54
Figura 3-27: Actuaciones de Enresa en el proyecto PIMIC	55
Figura 3-28: Contenedor de transporte para residuos de alta actividad.....	58
Figura 4-1: Plan de gestión de vida del ATC.....	61
Figura 4-2: Diseño conceptual de operación en el ATC	63
Figura 4-3: Localización de isótopos en las distintas zonas de un combustible nuclear gastado	67
Figura 4-4: Vista general del ATI de la central nuclear José Cabrera	72
Figura 4-5: Portadas de los documentos recopilatorios del Plan de Alta enviados en 2003 al ministerio de tutela	74
Figura 4-6: Fecha prevista para que empiecen a funcionar las instalaciones de almacenamiento geológico profundo en países de la Unión Europea.....	75
Figura 4-7: Vasija del reactor de la central nuclear de Santa María de Garoña [Nuclenor]	80
Figura 4-8: Vegetación en terrenos tratados con Carbocal en la mina de Saelices el Chico	82
Figura 4-9: Vivero de Empresas con el Laboratorio Conjunto y Nave Auxiliar	83
Figura 4-10: Vista del Centro Tecnológico Mestral.....	86
Figura 4-11: Contenedor de transporte tipo CMT isoB3.....	87
Figura 5-1: Esquema y distribución de las actividades del proyecto ACESCO	93
Figura 5-2: Objetivos del proyecto Combustible y sus análogos: proyecto estabilidad fase II	94

Figura 5-3: Modelo conceptual del HI-STORM (izquierda); Líneas de flujo simulado de helio en el MPC (derecha) (ITAST)	94
Figura 5-4: Tasa de disolución de la matriz del combustible a largo plazo seleccionada por cada país (proyecto AICON)	96
Figura 5-5: Estructura de un elemento combustible de un reactor nuclear de agua a presión (PWR) fabricado por la empresa española @enusa_sa	98
Figura 5-6: Esquema típico de elemento de combustible para reactores de agua en ebullición (BWR) [https://www.slideshare.net/myatom/bwr-fukushima]	99
Figura 5-7: Esquema utilizado en el experimento para la detección de isótopos de S y Cl mediante AMS.....	100
Figura 5-8: Piezas de acero irradiado estudiadas en el proyecto CAST. Izquierda, pieza antes del corte; derecha, una de las piezas después del corte.....	101
Figura 5-9: Ensayos de medida de la radiación gamma en un contenedor de la CN José Cabrera.....	101
Figura 5-10: 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/)	103
Figura 5-11: 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.....	106
Figura 5-12: Imagen de inicio del software desarrollado para la determinación automática de las coordenadas X, Y y Z.....	107
Figura 5-13: Ejemplo de pieza grande a digitalizar y visualización real de los resultados medidos tras la digitalización	107
Figura 5-14: Cronograma básico de las actividades del proyecto de transmutación, iniciado en el plan 2014-2018, de los que se obtiene información. Los nombres en mayúscula corresponden a proyectos de carácter internacional promovidos por la Comisión Europea, OIEA o AEN.	110
Figura 5-15: Barreras de ingeniería en el C. A. El Cabril.....	111
Figura 5-16: Barreras de ingeniería en un ATC	112
Figura 5-17: Barreras de ingeniería y natural en un AGP construido en un macizo granítico.....	112
Figura 5-18: Testigos de sondeos practicados en Villar de Cañas preparados para su envío al laboratorio	113
Figura 5-19: modelo 3D seccionado de velocidades sísmicas de propagación de las ondas P)	114
Figura 5-20: Perfiles y muestras tomadas en la laguna en período de sequía (izquierda); perfiles y puntos de toma de muestras de las aguas de la laguna (derecha)	115
Figura 5-21: Probetas preparadas para el estudio de hormigones para el ATC, abajo, probetas de hormigón enterradas dentro del recinto donde se construirá el ATC para el estudio de la influencia del terreno	116
Figura 5-22: Esquema de los lugares de toma de muestras de hormigón en el blindaje biológico de la vasija de hormigón de la central nuclear José Cabrera	117
Figura 5-23: Esquema de medida de la profundidad de carbonatación en una muestra (probeta) de hormigón	117
Figura 5-24: Diversos componentes del proyecto PEBS	119
Figura 5-25: Creación de un “término de variabilidad” de propiedades de la bentonita que utilizar en las modelaciones (Nagra).....	121
Figura 5-26: Esquema del experimento FEBEX in situ, y fotografías de una de las secciones durante el montaje, y poco antes del desmantelamiento	122
Figura 5-27: Modificación del carácter inicial hidrofílico de las arcillas naturales (FEBEX) y micas sintéticas.....	123
Figura 5-28: Esquema conceptual propuesto para el experimento SW en Mont Terri.....	124
Figura 5-29: Vista superior del conjunto formado por bastidor, tubos para elementos de combustible, y confinamiento, abierto	125
Figura 5-30: Diseño de un sistema automatizado de inspección y reparación por soldadura en celda caliente	126
Figura 5-31: Vista en 3D del túnel de transferencia de una instalación típica de almacenamiento en bóvedas.....	126
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).....	128
Figura 5-33: Modelo conceptual de funcionamiento hidrogeoquímico del emplazamiento del ATC en una sección ONO-ESE.....	129
Figura 5-34: Diagrama de Piper de las aguas subterráneas del C.A. El Cabril durante el año 2016 (Ficha de memoria 3.4.19)	130
Figura 5-35: The Modern2020 Screening Methodology.....	131
Figura 5-36: Modelo de elementos finitos empleado en los análisis del campo próximo del ATC.....	133
Figura 5-37: La forma deformada del modelo hormigón-barra corrugada al arrancamiento completo de la barra..	134
Figura 5-38: Modelo de detalle (naranja) superpuesto al modelo regional del C.A: EL Cabril.....	135
Figura 5-39: Dominio del modelo del ATC	136

Figura 5-40: Vista tridimensional de las inmediaciones del emplazamiento del ATC mostrando los límites del modelo tridimensional (línea negra)	137
Figura 5-41: Modelo hidrogeológico de los terrenos donde se construyó la central nuclear José Cabrera	137
Figura 5-42: Filosofía de los pasos a seguir para la recuperación natural asistida (con Carbocal, ejemplo del accidente de Aznalcázar)	139
Figura 5-43: Programa del proyecto Investigación en desarrollos y metodologías de evaluación de la cultura de seguridad aplicadas a las organizaciones de gestión de residuos radiactivos.....	141
Figura 5-44: Diagrama de flujo con posibilidades para la gestión de residuos NORM [Ciemat]	142
Figura 5-45: Desarrollo normativo sobre suelos contaminados, en la protección radiológica	142
Figura 5-46: Infraestructura experimental instalada en la Cantera de los Palos (C.A. El Cabril) para medir la escorrentia cortical (Ec) y la trascolación (Tr)	144
Figura 5-47: Estructura de una ficha de memoria	147
Figura 5-48: Estrategia sistémica desarrollada en la iniciativa RK&M de la AEN-OCDE [Informe final de la iniciativa RK&M]	148
Figura 6-1: Distribución de las cantidades contratadas del plan de I+D 2014-2018 por áreas	151
Figura 6-2: Participación en el desarrollo de los planes de I+D de Enresa 1 a 6 por tipo de organizaciones.....	151
Figura 6-3: Participación en el desarrollo del 7º plan de I+D de Enresa por tipo de organizaciones.....	152
Figura 6-4: Distribución de inversiones por áreas temáticas (en miles de euros).....	153
Figura 8-1: Organización de la Agencia de Energía Nuclear, NEA de la OCDE en divisiones y comités técnicos	158
Figura 8-2: Organigrama del OIEA.....	159
Figura 8-3: Logotipos de las plataformas de I+D PEPRI, CEIDEN, IGD-TP y SNETP	160
Figura 8-4: Retos tecnológicos definidos en la plataforma CEIDEN (https://ceiden.com/)	161
Figura 8-5: Documentos básicos de la plataforma IGD-TP, documento de visión, Agenda estratégica de investigación y Plan de implementación.....	163
Figura 8-6: Histórico de proyectos europeos, y lista de temas de interés para las agencias ordenados según los temas clave de la SRA de la IGD-TP.....	163
Figura 8-7: Laboratorios subterráneos de investigación en países del entorno de la OCDE [V. Lebedev]	170
Figura 8-8: Estructura física del Laboratorio Subterráneo de Mont Terry, Suiza	170
Figura 8-9: Esquema del laboratorio subterráneo de Grimsel, Suiza, con los acrónimos de los proyectos principales	172
Figura 8-10: Diagrama del laboratorio subterráneo de Äspö, con indicación de experimentos entre las cotas -220 y -460. En negrilla los actuales	172

Lista de acrónimos y abreviaturas

AEN-OCDE	Agencia para la Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico.
AGP	Almacén Geológico Profundo.
AMS	Espectroscopía de masas con aceleradores
Artemis	Integrated Review Service for Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Decommissioning and Remediation.
ATC	Almacén Temporal Centralizado.
ATI	Almacén Temporal Individualizado.
BWR	En este informe, tipo de combustible utilizado en reactores nucleares de agua en ebullición.
C.A. El Cabril	Instalación de Almacenamiento de Residuos Radiactivos Sólidos de Sierra Albarrana, Centro de Almacenamiento El Cabril
CCNN	Centrales nucleares
CEIDEN	Plataforma Tecnológica de Energía Nuclear de Fisión
Ciemat	Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas
CIUDEN	Fundación Ciudad de la Energía
CN	Central nuclear
CSIC	Consejo Superior de Investigaciones Científicas
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
CTA	Centro Tecnológico Asociado al ATC
CTM	Centro Tecnológico de Manresa
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., M.P.,
ENUSA	ENUSA Industrias Avanzadas, S.A.
EPRI	Electric Power Research Institute
EURADOS	European Radiation Dosimetry Group
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	Comisión Internacional de Protección Radiológica
IGD-TP	Implementing Geological Disposal of radioactive waste Technology Platform

IGME	Instituto Geológico y Minero de España
IGSC	Integration Group for the Safety Case (de la AEN)
II.RR.	Instalaciones radiactivas
INLA	International Nuclear Law Association
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
MELODI	Multidisciplinary European Low Dose Initiative
MITECO	Ministerio para la Transición Ecológica
NERIS	European Platform on preparedness for nuclear and radiological emergency response and recovery
NORM	Materiales residuales con contenido radiactivo natural (Naturally Occurring Radioactive Material)
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
OPIs	Organismos Públicos de Investigación
PEPRI	Plataforma Nacional de I+D en Protección Radiológica
PGRR	Plan General de Residuos Radiactivos
PIMIC	Plan Integrado de Mejora de las Instalaciones del CIEMAT
PWR	En este informe, tipo de combustible utilizado en reactores nucleares de agua a presión
RAA	Residuos de Alta Actividad
RBA	Residuo 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
RVC	Residuo de vida muy corta
RWMC	Radioactive Waste Management Committee (de la AEN)
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
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation

1 Introducción

En este documento se señala el planteamiento de actividades de I+D para el periodo quinquenal 2019- 2023. El documento pretende responder por un lado a las necesidades de mejora continuada en las estrategias de gestión que Enresa lleva a cabo y por otro, al desarrollo de las que están aún por implantar, y 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, incluyendo la I+D asociada, es el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) en vigor, el Sexto, fechado en 2006. Ha sido uno de los documentos de base para la elaboración del presente Plan de I+D de Enresa. Además se ha tenido en cuenta otra documentación fruto de la evolución nacional e internacional desde 2006, como son fundamentalmente la Directiva 2011/70/Euratom del Consejo, de 19 de julio de 2011, y el R.D. 102/2014 que la traspone al derecho español, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos; acciones internacionales derivadas del accidente de Fukushima; y las conclusiones de la misión internacional Artemis¹ que ha recibido España en otoño de 2018.

El sistema español para la gestión de residuos radiactivos se describe en el capítulo 2 y las gestiones realizadas por Enresa hasta la fecha en el 3.

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

En base a esas líneas estratégicas se ha estructurado el plan 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 tentativa de financiación, de acuerdo con los presupuestos de Enresa (capítulo 6).

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

Los diferentes departamentos involucrados en el desarrollo de proyectos de I+D de la Dirección Técnica han participado en la redacción de este 8º Plan de I+D 2019 – 2023.

La revisión 1 de este documento se ha preparado teniendo en cuenta los comentarios recibidos tanto internamente desde Enresa, como de personas y entidades ajenas a ella. Se han corregido, además, algunos errores tipográficos y se ha mejorado la redacción de algunos párrafos.

¹ ARTEMIS es un servicio desarrollado por el OIEA para la revisión integrada de los programas de gestión de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado, desmantelamiento y remediación. Las revisiones ARTEMIS cubren residuos radioactivos y gestión del combustible gastado, control de las descargas de radionúclidos al medio ambiente, desmantelamiento de instalaciones nucleares, y

- Remediación de sitios contaminados por materiales radioactivos.

2 La gestión de los residuos radiactivos 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, universitarias 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 muy desigual peso específico, tanto la fábrica de elementos de combustible (en operación), como plantas de concentrados de uranio (ya desmanteladas) como 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 describirá la organización del sistema español de gestión de materiales radiactivos, el papel de la empresa establecida para la gestión de residuos radiactivos (Enresa), el marco regulador relevante y un esquema de los productores de residuos radiactivos.

2.1 Sistema español en relación con material radiactivo

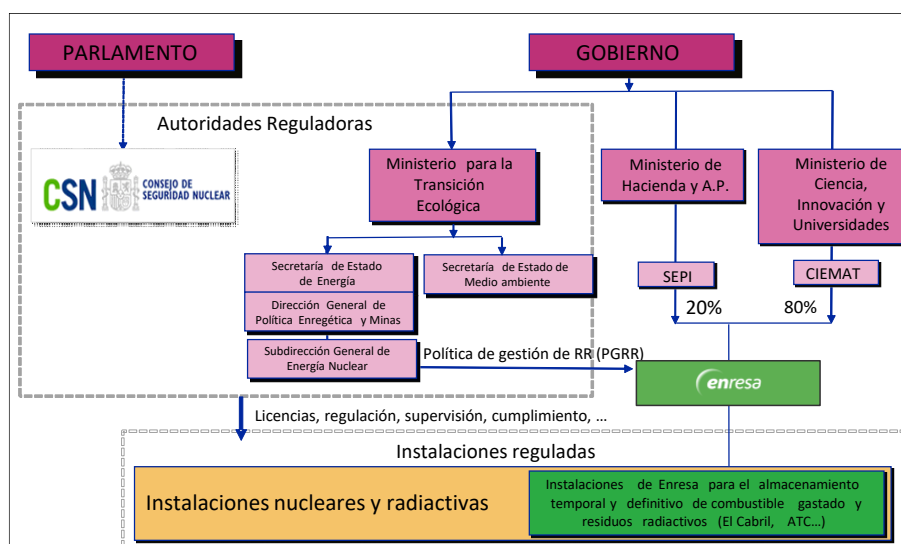


Figura 2-1: El sistema nuclear español, autoridades, regulador y licenciatarios

El marco nacional para la gestión del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos 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 razón de la materia, que actúan de forma coordinada (Figura 2-1).

El **Gobierno español** es responsable de establecer una 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** (MITECO) 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, en relación 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 Política Energética y Minas** (DGPEM) es el órgano ejecutivo. Dentro de la Dirección General de Política Energética y Minas, la **Subdirección General de Energía Nuclear** (SGEN) es responsable de la ejecución práctica de dichas funciones.

MITECO 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, MITECO controla la ejecución por parte de Enresa del Plan General de Residuos Radiactivos. La tutela de Enresa corresponde a MITECO, 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. Además, la supervisión y el control de las inversiones transitorias del Fondo para actividades de financiación del Plan General de Residuos Radiactivos, administrado por Enresa, corresponde a un Comité de Seguimiento y Control adscrito al MITECO, a través del Secretario de Estado de Energía.
- La Subdirección General de Evaluación Ambiental, es quien emite la Declaración de Impacto Ambiental requerida para ciertos proyectos o planes, como es el PGRR.
- 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 único 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., M.P.**, (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, 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 Administraciones Públicas**.

Además del MITECO, 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 Misión de Enresa

A los efectos del servicio que tiene encomendado, Enresa se constituye como medio propio y servicio técnico de la Administración, 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 (MITECO), una revisión del Plan General de Residuos Radiactivos.

2.3 Actividades 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 identificados plenamente. La Figura 2-2 muestra un resumen de los tipos y número de productos identificados.



Figura 2-2: Mapa de las instalaciones españolas generadoras de residuos radiactivos

El sistema eléctrico español cuenta, a 31 de diciembre de 2018, con 7 **reactores** en funcionamiento, que corresponden a 5 centrales nucleares, Ascó, Vandellós, Almaraz, Trillo y Cofrentes. Hubo en operación otras tres centrales que se encuentran en diferentes fases de desmantelamiento: las de Vandellós I, José Cabrera y Santa María de Garoña.

Vandellós I finalizó su operación en 1990 y se desmanteló parcialmente. Desde 2004 está en fase de latencia y a la espera de su desmantelamiento total que se finalizará cuando se retire el cajón del reactor con sus internos y el grafito (3.200 t), y se termine de restaurar el terreno.

José Cabrera terminó de operar en abril de 2006, estando actualmente en fase de desmantelamiento total.

Santa María de Garoña cesó en su operación en julio de 2013. En 2017, mediante Orden Ministerial, se estableció el cese definitivo y se iniciaron las actividades preparatorias para acometer el proyecto de desmantelamiento y restauración del terreno.

Aunque la estrategia de gestión considera actualmente el ciclo abierto del combustible gastado, en el pasado se formalizaron contratos de reproceso del combustible de algunas centrales nucleares en instalaciones fuera de España. Por ello, parte de los residuos radiactivos generados están actualmente en el extranjero. Se trata de residuos consecuencia de reprocesado de la totalidad del combustible nuclear de Vandellós I.

La **fábrica de elementos combustibles de Juzbado** (Salamanca) entró en funcionamiento en el año 1985 y produce elementos de combustible de óxido de uranio para reactores de diferentes

tecnologías. Tiene capacidad para una producción anual de unas 500 toneladas de uranio, con un enriquecimiento máximo del 5% en peso de ^{235}U .

Durante los años 50 del pasado siglo la Junta de Energía Nuclear (JEN) comenzó la explotación de una **treintena de minas de uranio** localizadas principalmente en Extremadura, Andalucía y en la provincia de Salamanca. En 1973, se transfieren las competencias en materia de minería del uranio a la Empresa Nacional del Uranio, S.A. (ENUSA), actualmente denominada ENUSA Industrias Avanzadas, S.A. Enresa, por sí sola o en colaboración con ENUSA, ha desarrollado programas de clausura y restauración de las explotaciones mineras paradas.

El mineral de uranio se ha tratado en las plantas **Fábrica de Uranio de Andújar (FUA)** en Jaén, **Lobo-G** (La Haba) en Badajoz, y las plantas **Elefante** y **Quercus** en Saelices el Chico (Ciudad Rodrigo), en Salamanca.

- La **FUA** fue operada por la JEN desde 1959 hasta 1981, produciendo un total de 1.350 t de óxido de uranio (U_3O_8).
- La planta **Lobo-G** en La Haba fue una instalación experimental de ENUSA que trató mineral de uranio entre 1983 y 1990 y se obtuvieron 167 t de U_3O_8 .
- La **planta Elefante** (ENUSA) estuvo operando entre 1975 y 1993 y produjo 3.425 t de U_3O_8 .
- La **planta Quercus** (ENUSA) estuvo en operación entre 1993 y 2000. Ha producido 2.249t de U_3O_8 .

El Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (**Ciemat**) está situado en Madrid y cuenta con laboratorios autorizados para trabajar con material radiactivo adecuadamente autorizados, y otro conjunto de instalaciones nucleares y radiactivas (fundamentalmente un reactor de investigación, el JEN 1) paradas de forma definitiva, cuyo proyecto de desmantelamiento, el proyecto PIMIC, está próximo a su finalización.

Existieron, además, otros dos reactores de investigación, **Argos** (1963-1977) y **Arbi** (1962-1972), en Barcelona y Bilbao. Estos reactores eran del tipo *Argonaut* de 10 kW de potencia máxima, están actualmente desmantelados y con declaración de clausura fechada en 2003 y 2005, respectivamente. El reactor Argos no generó ningún residuo radiactivo en su desmantelamiento y los residuos procedentes del Arbi están en el C.A. El Cabril.

Las Instalaciones Radiactivas (**II.RR.**) usan isótopos radiactivos y como en las instalaciones anteriormente citadas están sujetas al control por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). Enresa ha establecido contratos para la recogida de residuos con unas 900 instalaciones radiactivas.

Las propias **instalaciones de almacenamiento temporal y definitivo** de residuos radiactivos generan en su operación residuos radiactivos que son acondicionados y tratados igualmente, es el caso del Centro de Almacenamiento El Cabril y en un futuro el Almacén Temporal Centralizado (ATC) para residuos de alta actividad y combustible gastado.

Además de los residuos generados en las actividades e instalaciones citadas, ocasionalmente, pueden generarse **residuos radiactivos en instalaciones no reguladas** como consecuencia de incidentes en la industria siderúrgica y de recuperación de metales.

En resumen, los residuos radiactivos que se han de considerar, o considerado en el pasado, en los inventarios para su gestión definitiva corresponden a uno de los grupos siguientes:

- 7 reactores nucleares en operación.
- 2 reactores nucleares en fase de desmantelamiento.

- 1 reactor en parada (Santa María de Garoña) cuyo desmantelamiento se está planificando.
- 3 reactores de investigación.
- Fábrica de elementos de combustible nuclear de Juzbado
- Minas y plantas para producción de concentrado de uranio.
- Laboratorios radiactivos de Ciemat.
- Instalaciones radiactivas (hospitales, industria, etc).
- Instalaciones para la gestión de residuos radiactivos (temporal y definitiva).
- Residuos radiactivos procedentes de instalaciones no reguladas (incidentes).

3 Gestión de residuos radiactivos realizada

Enresa ha desarrollado desde su inicio diferentes actividades, agrupadas en proyectos, a fin de dar respuesta a las tareas que ha tenido encomendadas. Se presentan en este capítulo las principales actividades en las que se ha considerado necesario desarrollar proyectos de I+D.

Se ha organizado el capítulo en los siguientes apartados:

- Inventario de residuos radiactivos en función del tiempo.
- Gestión de residuos radiactivos de media y baja, y de muy baja actividad: Centro de Almacenamiento de Sierra Albarrana “El Cabril”.
- Gestión de residuos radiactivos de alta actividad, y de combustible nuclear gastado:
 - Actuaciones en piscinas.
 - Almacenes temporales de almacenamiento en seco.
 - Almacenamiento en formaciones geológicas profundas.
- Desmantelamientos y restauraciones.
- Gestión de pararrayos radiactivos y detectores iónicos de humos.
- Logística.
- Otras acciones.

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 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 las instalaciones de gestión autorizadas teniendo en cuenta el volumen, inventario radiológico y unos límites prefijados de concentraciones de actividad específica para los radioelementos presentes. La clasificación establecida en España se ha basado en la establecida en el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), con sede en Viena, y se indica en la Figura 3-1, y se explican con más detalle en la Tabla 3-1.

El Inventario Nacional se revisará 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 emitirá 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 incluirán las cantidades de residuos almacenadas definitivamente en el C.A. El Cabril.

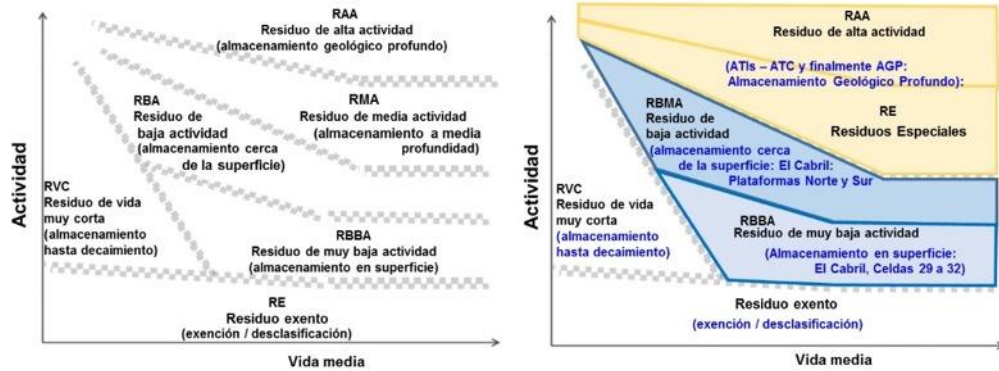


Figura 3-1: Clasificación internacional de los residuos radiactivos según el OIEA (izquierda) y la clasificación española en función de la gestión que se realiza

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

Residuos de baja y media actividad y vida corta (RBMA)	Aquellos cuya actividad se debe principalmente a la presencia de radionucleidos emisores beta o gamma, de periodo de semidesintegración corto o medio (inferior a 30 años) y cuyo contenido en radionucleidos de vida larga es muy bajo y se encuentra limitado. Este grupo integra los residuos que pueden ser almacenados temporalmente, tratados, acondicionados y almacenados definitivamente en las instalaciones del C.A. El Cabril (Córdoba)
Residuos de Muy Baja Actividad (RBBA)	Es un subgrupo del anterior, se gestiona en el C.A. de El Cabril (Córdoba).
Residuos Especiales (RE)	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.
Residuos de alta actividad (RAA)	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), una vez que se ha decidido que no va a ser reprocesado y a efectos de este inventario, y los residuos vitrificados producidos en el reproceso del mismo.

3.2 Gestión de residuos radiactivos de media y baja, y de muy baja actividad: Centro de Almacenamiento de Sierra Albarrana "El Cabril"



Figura 3-2: Vista aérea del Centro de Almacenamiento de Sierra Albarrana "El Cabril"

La instalación "*Centro de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana*", conocida también como "*C.A. El Cabril*" o "*El Cabril*" (Figura 3-2), es el repositorio español de residuos radiactivos de media, baja y de muy baja actividad (RBMA y RBBA) y está ubicado en la provincia de Córdoba, en el sur de España. Su principal objetivo es el almacenamiento definitivo de estos tipos de residuos en forma sólida. Esta instalación pertenece al tipo de instalaciones de almacenamiento definitivo superficiales con barreras de ingeniería.

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 Cabril también cuenta con laboratorios de caracterización y verificación de los residuos para comprobar sus características y realizar pruebas de conformidad de diferentes tipos de bultos de residuos.

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).

El área protegida de El Cabril tiene una superficie total de 35 hectáreas. Los edificios y el área de almacenamiento de RBMA ocupan 20 ha, mientras que el resto está ocupado por las celdas de RBBA. La propiedad tiene una superficie total de 1.150 ha. La instalación tiene una capacidad interna bruta para RBMA de 100.000 m³ (correspondiente a 35.000-50.000 m³ de bultos primarios entregados por los productores, dependiendo del tipo de residuo) y, para RBBA de 130.000 m³. Como promedio, hay una recepción anual de 1.700 m³.

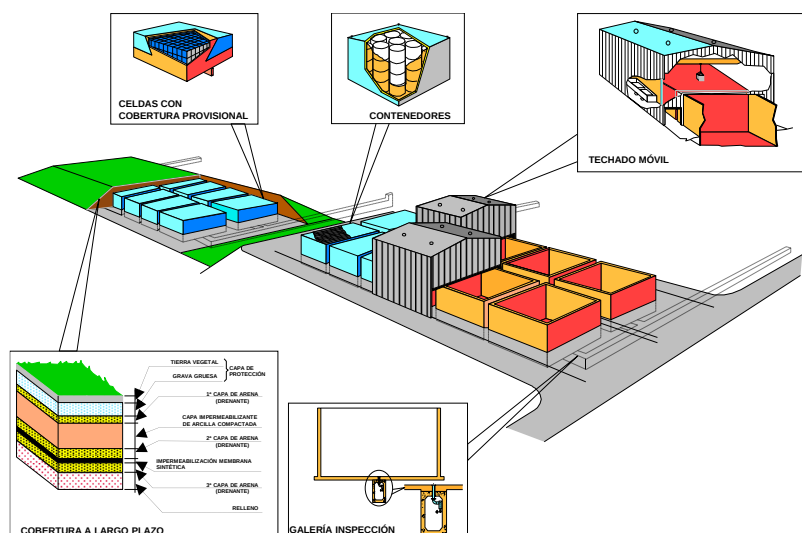


Figura 3-3: Concepto de almacenamiento definitivo de RBMA del C.A. El Cabril



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

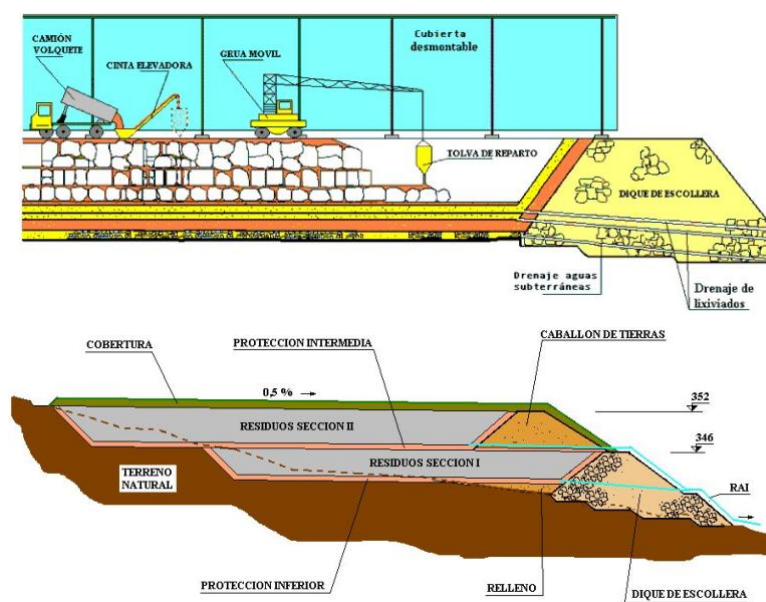


Figura 3-5: Sección longitudinal de una celda de almacenamiento para RBBA. Arriba, celda en operación; abajo, celda clausurada

Principales hitos de El Cabril

- 1935: descubrimiento de minerales de uranio.
- 1935-51: explotación discontinua de la mineralización de uranio.
- 1951: la Junta de Energía Nuclear (JEN), ahora Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat), tomó posesión de la mina y continuó con la explotación del uranio hasta 1959.
- 1961-85: almacenamiento de residuos radiactivos en las galerías de la mina "Beta". Se construyó una planta piloto para el tratamiento de residuos radiactivos líquidos y sólidos con una capacidad de almacenamiento de hasta 900 bidones.
- 1985: construcción de una nueva instalación de almacenamiento compuesta por tres unidades, que comenzó a funcionar en febrero de 1985. El 13 de diciembre, por orden ministerial, se llevó a cabo la transferencia de la propiedad de la instalación a Enresa.
- 1986: el 1 de enero, Enresa se hizo cargo de las instalaciones de El Cabril. El 8 de abril, el Ministerio de Industria y Energía autorizó a Enresa a hacerse cargo de la operación de las instalaciones.
- 1988: Enresa solicitó una licencia de construcción para la ampliación de la instalación de almacenamiento de El Cabril. Se requirió una Declaración de Impacto Ambiental y el proyecto fue sometido a información pública.
- 1989: se otorgó la licencia de construcción después de emitirse los informes favorables del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y la Declaración de Impacto Ambiental.
- 1990: se construyen las plataformas norte y sur para el almacenamiento definitivo de RBMA.
- 1991: Enresa solicitó la licencia de operación.
- 1992: el 9 de octubre, se otorgó el primer permiso de operación provisional, por cuatro años.
- 1993: el 23 de abril, se almacenó el primer contenedor de residuos radiactivos en una de las celdas de almacenamiento de la plataforma norte.
- 1996: se otorgó el segundo permiso de operación provisional, para un período de cinco años.
- 2001: se otorgó la autorización definitiva de operación. La autorización es válida hasta que se complete la capacidad de almacenamiento disponible y que se ha autorizado.
- 2003: Enresa solicitó la construcción de la instalación de almacenamiento de RBBA. Se requirió una Declaración de Impacto Ambiental y el proyecto fue sometido a información pública.
- 2006: Se aprobó la modificación del diseño de la instalación para incluir el almacenamiento de RBBA.
- 2007: finalización de la construcción de la primera estructura de almacenamiento para RBBA, la Celda 29.
- 2008: el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio otorgó la autorización para operar la instalación complementaria a Enresa, siguiendo un informe favorable del CSN. En octubre

de 2008 comenzaron a almacenarse residuos radiactivos (de muy baja actividad) en la Celda 29.

- 2013: Enresa comenzó el proceso para la construcción de la segunda estructura de almacenamiento para RBBA, la Celda 30.
- 2016: se completó la construcción de la Celda 30. El CSN informó favorablemente sobre la puesta en marcha de la fase de operación de la Celda 30.

El grado de ocupación de los almacenes definitivos se sitúa sobre un 78% en las celdas de RBMA, 25% en la Celda 29 y 12% en la Celda 30.

3.3 Gestión de residuos radiactivos de alta actividad: actuaciones en piscinas, ATIs y ATC

Los residuos de alta actividad en España están constituidos por elementos de combustible gastado, residuos vitrificados de alta actividad y residuos especiales. Existe un consenso internacional en la consideración de que la ubicación definitiva de estos residuos en almacenes geológicos profundos (AGP) es la opción más segura para el medio ambiente y la sociedad.

El PGRR contempla un almacenamiento temporal centralizado previo a la disposición de estos residuos en el AGP. Esta instalación se conoce como **Almacén Temporal Centralizado (ATC)**, que se encuentra actualmente en fase de diseño y licenciamiento con el organismo regulador (CSN).

En este contexto, debido a que el ATC no está todavía disponible, ha sido necesario acometer en los últimos años diversas actuaciones en cada central nuclear para evitar la saturación de las piscinas de almacenamiento de combustible gastado y permitir, de esta manera, que pudieran seguir operando en condiciones seguras. Se trata de operaciones de re-racking y construcción de Almacenes Temporales Individuales (ATIs) en seco.



Figura 3-6: Cápsula con residuos vitrificados resultantes de reproceso semejante a las que se han de recibir desde Francia

Actuaciones en piscinas y tratamiento de RAA

Casi todas las centrales han acometido proyectos de **re-racking** en sus piscinas, consistentes en la construcción de nuevos bastidores que permiten aumentar la capacidad de almacenamiento de las mismas, elaborando para ello los análisis de seguridad correspondientes. En este sentido,

la CN Vandellós II solamente acometió un re-racking parcial de su piscina y se encuentra actualmente pendiente de finalizar el re-racking completo de la misma, esperado para el año 2020.

Por otro lado, en las centrales también se han llevado a cabo proyectos de caracterización, segmentación y acondicionamiento específicos para separar las partes más activadas de elementos asociados a la operación, que se mantienen en la central correspondiente y se enviarán posteriormente al ATC, de aquellas menos activadas que son gestionables en el C.A. El Cabril, siempre que cumplan sus criterios de aceptación. De este modo, se ha conseguido liberar posiciones en piscina, para permitir mayor capacidad de almacenamiento de combustible gastado en la central.

Almacenes temporales individuales (ATIs)

A pesar de estos proyectos de re-racking, caracterización, segmentación y acondicionamiento de RAA, y ante la no existencia del almacenamiento centralizado, en diversas centrales ha sido necesario el desarrollo de proyectos para dotar a las centrales de instalaciones de almacenamiento individualizado (ATI). A fin del año 2018 se han construido almacenes individualizados, o bien se está en proceso de desarrollo (diseño, licencia o construcción), en 6 emplazamientos diferentes:

- **CN Trillo:** almacén basado en un edificio de hormigón que alberga contenedores metálicos de doble propósito. Fue puesto en funcionamiento en el año 2002, tiene capacidad para 80 contenedores y, en el momento actual, se han cargado 32 contenedores de tipo DPT, y dos contenedores tipo ENUN-32P.
- **CN José Cabrera:** almacén basado en una losa de hormigón que alberga sistemas encapsulados de acero con un sobre - embalaje de hormigón que proporciona el blindaje necesario para garantizar el cumplimiento con los límites de dosis al público y a los trabajadores. Entró en explotación en el año 2009 y tiene capacidad para 16 contenedores, 12 de los cuales contienen todo el combustible de la central (contenedores tipo HI-STORM 100Z) y 4 con los residuos especiales generados durante el desmantelamiento de la planta (contenedores tipo HI-SAFE).
- **CCNN Ascó I&II:** almacén de tecnología similar al anterior (losa y sistemas encapsulados con sobre - embalaje de hormigón). Entró en explotación en el año 2013, tiene capacidad para 32 posiciones y, en el momento actual, se han cargado 19 contenedores tipo HI-STORM 100.
- **CN Santa María de Garoña:** almacén de tecnología basada en una losa de hormigón con contenedores metálicos de doble propósito, que dispondrán de un sobre - embalaje de blindaje. El almacén está construido con una capacidad para 32 contenedores (2 losas de 16 posiciones), pero todavía no ha entrado en explotación. Está prevista la carga de 5 contenedores tipo ENUN-52B.
- **CN Almaraz I&II:** almacén de tecnología similar al anterior (losa de hormigón y contenedores metálicos). El almacén entró en explotación en 2018 con la carga del primer contenedor de doble propósito tipo ENUN-32P.
- **CN Cofrentes:** almacén de tecnología similar al anterior (losa de hormigón y contenedores metálicos). Este almacén se encuentra en fase de diseño y licenciamiento, por lo que

todavía no se ha comenzado su construcción. Está previsto que el primer contenedor sea cargado en el año 2021, con contenedores de tipo HI-STORM 150 de doble propósito.



Figura 3-7: ATI de la CN de Trillo

Almacén Temporal Centralizado (ATC)

Una instalación centralizada para el almacenamiento temporal en seco está incluida como estrategia de gestión española desde hace 30 años. En 2004 la Comisión de Industria del Congreso, instó al Gobierno a que, en colaboración con Enresa, desarrollara los criterios necesarios para su construcción y operación. Como consecuencia, en abril de 2006, se creó una Comisión Interministerial para determinar los criterios que debía cumplir el emplazamiento del ATC. Esta Comisión Interministerial asistida por un Comité Asesor Técnico formado por expertos independientes se ocupó de dirigir el proceso de designación del emplazamiento, a través de una convocatoria pública entre los municipios voluntarios del país que concluyó con la designación del municipio de Villar de Cañas en la provincia de Cuenca en diciembre de 2011.

La vida de diseño de la instalación es de 100 años, con una vida prevista de explotación en el PGRR de 60 años.



Figura 3-8: Infografía del ATC de Enresa

El proyecto genérico de ATC contempla una instalación con tres áreas diferenciadas: una *primera de recepción*, donde se recibe el combustible gastado que llega a la instalación en contenedores de transporte; una *segunda de procesos*, en la que se cuenta con un área de preparación, una celda caliente y un túnel de transferencia donde llevar a cabo las operaciones previas al almacenamiento (transferencia y encapsulado en el caso del combustible gastado intacto y transferencia directa de las cápsulas de residuos vitrificados y de las cápsulas de combustible dañado acondicionado en central); y una *tercera de almacenamiento*, con muros de hormigón de 1,5 metros de espesor, en la que se introducen, en tubos verticales (pozos) para su almacenamiento, las cápsulas que contienen el combustible gastado.

Cápsulas, tubos (pozos) y muros de hormigón son sistemas de confinamiento y blindaje que garantizan el aislamiento de la radiactividad y la radiación que desprende el combustible gastado y los vidrios almacenados, garantizando la ausencia de impacto radiológico en el exterior.

El combustible gastado y los residuos almacenados desprenden calor y para su evacuación se ha diseñado un sistema basado en la convección natural. De esta forma, el aire frío que entra del exterior, se calienta en contacto con los tubos de almacenamiento (pozos) y éste sale a través del tiro de las chimeneas a una altura sobre rasante de unos 60m. Se garantiza así que el calor no se acumule en la zona de almacenamiento y sea evacuado de modo pasivo.

El ATC es una instalación reversible, de modo que, en el orden inverso al descrito anteriormente, transcurridos los años de almacenamiento, las cápsulas podrán ser extraídas de los pozos y enviadas a la siguiente etapa de gestión.

El ATC consta de tres áreas diferenciadas, la instalación nuclear, o ATC propiamente dicho, el Centro Tecnológico Asociado, o CTA y otras instalaciones de carácter auxiliar.

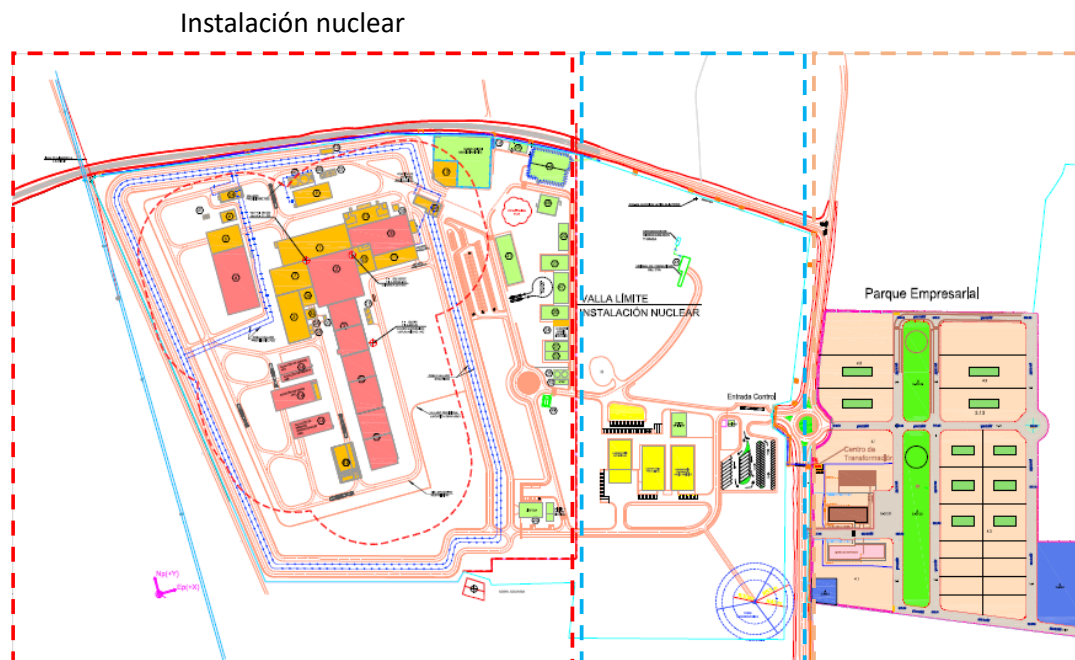


Figura 3-9: Disposición general del Proyecto ATC

La **instalación nuclear** consta de dos partes: la zona interior al área protegida y la zona exterior al área protegida.

Interior al área protegida. Esta zona agrupará la totalidad de los edificios e instalaciones relacionados directamente con el almacenamiento y gestión de los residuos radiactivos recibidos. Se encuentran dentro de un doble vallado de seguridad física y se localizan al oeste de la parcela. Los edificios que se encuentran dentro de esta zona pueden dividirse entre los que forman parte de la instalación principal y los que están asociados a la misma, puesto que alojan sistemas que dan soporte al proceso.

- Instalación principal. Consta de los siguientes edificios principales: Edificio de Recepción, Edificio de Procesos y Módulos de Almacenamiento.
 - Edificio de Recepción al que llegarán los vehículos de transporte que portan los contenedores de combustible gastado, los residuos especiales y las cápsulas de residuos vitrificados.
 - Edificio de Procesos, donde se llevarán a cabo los distintos procesos mecánicos de preparación de los contenedores (comprobación, retirada de tapas, etc.) para su posterior acoplamiento a la celda caliente. En dicha celda se llevarán a cabo las operaciones de transferencia del combustible gastado (del contenedor a la cápsula) y, en su caso, dicho combustible podrá almacenarse transitoriamente en los pozos secos hasta poder llevar a cabo su encapsulado. Una vez cargada, la cápsula de combustible pasará al túnel de transferencia, donde ésta se inertizará, se sellará y se descontaminará, para su posterior almacenamiento. Todos estos procesos serán reversibles.
 - Conjunto de seis módulos, cada uno de los cuales contará con dos bóvedas de almacenamiento. Estas doce bóvedas permitirán almacenar combustible gastado y RAA en un total de 1.440 pozos.

Los tubos de almacenamiento serán de acero inoxidable y en ellos se depositarán las cápsulas que contienen los residuos radiactivos. La cápsula, a través de su doble soldadura, creará una doble barrera de confinamiento. Los módulos de almacenamiento son estructuras con paredes de hormigón de gran espesor que actúan como blindaje, con entradas y salidas de aire independientes para la refrigeración, por convección natural, de los residuos. El aire circula entre los tubos de almacenamiento y permite, de forma natural, la evacuación del calor residual de los materiales almacenados, sin entrar en contacto en ningún momento con ellos.

Sobre cada una de las bóvedas se situarán las correspondientes chimeneas de ventilación (una por bóveda) que alcanzarán una altura sobre rasante de algo más de 60m y se asentarán sobre un cajón de hormigón armado.

- Otros edificios, dentro del área protegida, para actividades complementarias son:
 - un **Módulo de Almacenamiento de Residuos Especiales** consistente en cuatro almacenes ubicados en tres edificios independientes y algunas estructuras auxiliares anexas, que se destinará al almacenamiento de los residuos especiales: Almacén de Fosos, Almacén de Fuentes, Almacén de Residuos Operacionales, y Almacén de Reserva.
 - un **Almacén de Espera de Contenedores** para albergar transitoriamente contenedores de transporte y/o almacenamiento de combustible gastado y cápsulas de vitrificados y de residuos especiales.

- un **Taller de Mantenimiento de Contenedores** para el mantenimiento de los contenedores de transporte.
- un **Laboratorio de Combustible Gastado y Residuos Radiactivos**, que forma parte del Centro Tecnológico Asociado, pero debido a su carácter nuclear se situará dentro del área protegida.
- un **Edificio de Tratamiento de Residuos Radiactivos** para los generados en la instalación y su envío a C.A. El Cabril o al módulo del ATC correspondiente.
- Como instalaciones auxiliares para el funcionamiento del ATC se han previsto varios, de los que destacan por su relevancia, los edificios de servicios generales, de servicios técnicos, el de control de acceso y de seguridad física y el correspondiente a instalaciones eléctricas.

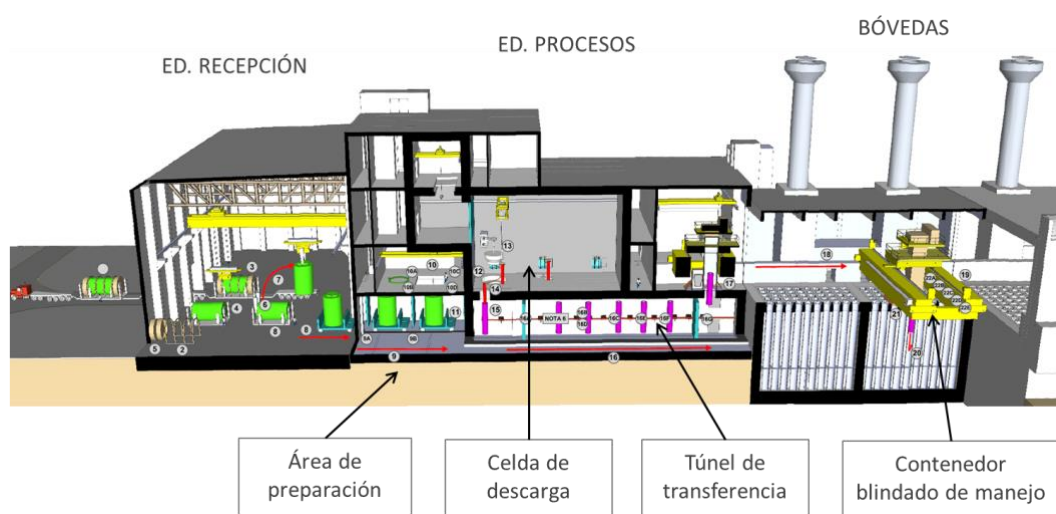


Figura 3-10: El ATC, proceso principal

Exterior al Área Protegida. Fuera del área protegida, dentro de la instalación nuclear, se ubicarán todos los edificios, infraestructuras de apoyo e instalaciones relacionadas directamente con las funciones administrativas, de representación y de servicios.

El **Centro Tecnológico Asociado al ATC** será una instalación que apoyará al ATC tanto en su fase de construcción como de operación. Su actividad se desarrollará a través de proyectos y programas específicos que se llevarán a cabo en cuatro laboratorios básicos, uno de ellos, el Laboratorio de Combustible Gastado y Residuos, situado dentro de la instalación nuclear y otros tres convencionales, fuera de la instalación nuclear:

- Laboratorio de Combustible Gastado. El objetivo de este laboratorio será la investigación del comportamiento en almacenamiento temporal y definitivo del combustible gastado, material irradiado y residuos radiactivos.
- Laboratorio de Caracterización de Procesos y Medio Ambiente. El objetivo de este laboratorio es disponer de capacidades analíticas propias con materiales “no activos” y desarrollar ensayos específicos relacionados con el comportamiento químico de los sistemas y materiales de confinamiento, así como de los procesos de migración y dispersión ambiental

- Laboratorio de Materiales. Estará destinado a realizar trabajos de investigación y ensayos de caracterización asociados a distintos materiales de base metálica, cemento y arcilla, como componentes habituales que tienen función de barrera en los sistemas de aislamiento y confinamiento en las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos.
- Laboratorio de Prototipos Industriales. El objetivo de este laboratorio es poder verificar, a escala de prototipo industrial, avances tecnológicos generados en la I+D que han resultado con éxito a pequeña escala y que tienen su aplicación fundamental en actividades o proyectos de la gestión de residuos radiactivos.

Enresa ha elaborado el proyecto genérico del ATC que sometió a la consideración del CSN, quien emitió apreciación favorable el 29 de junio de 2006, junto con los límites y condiciones para la utilización de dicho proyecto genérico como referencia. Una vez seleccionado el emplazamiento, según BOE de 20 de enero de 2012, se procedió a la realización de la documentación necesaria para la ejecución del proyecto, de acuerdo a lo previsto en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RD 1836/1999, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, modificado por RD 35/2008), habiéndose obtenido apreciación favorable por el CSN a los informes para la autorización de emplazamiento, el 30 de julio de 2015. Desde entonces, Enresa ha venido trabajando en el diseño de la instalación y su licenciamiento para la obtención de la autorización de construcción.

Enresa adquirió 53 hectáreas de terreno en Villar de Cañas en septiembre de 2012 para albergar las instalaciones y se llevó a cabo la caracterización detallada, de acuerdo con el Plan de caracterización concretado con el CSN, a fin de obtener las autorizaciones administrativas por parte del MITECO:

- Autorización previa y Autorización de construcción, de acuerdo con lo establecido en el RD 1836/1999 por el que se aprueba el *“Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas”*, previo informe favorable del CSN y la Declaración de Impacto Ambiental (DIA), de acuerdo con lo establecido en normativa ambiental.
- Autorización de Explotación de acuerdo con lo establecido en el anteriormente mencionado RD 1836/1999 por el que se aprueba el *“Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas”*, previo informe favorable del CSN.

En julio de 2018, el Secretario de Estado de Energía remitió sendas cartas al Presidente del CSN y al Secretario de Estado de Medioambiente, solicitando la suspensión temporal tanto de la emisión del informe sobre la apreciación favorable a la autorización de construcción del ATC, como de la tramitación del procedimiento de evaluación ambiental.

Enresa está trabajando para garantizar la adecuada gestión del combustible gastado. También, siguiendo instrucciones de la Secretaría de Estado de Energía, continúan los trabajos de elaboración del borrador del 7º PGRR que incluirá a definición de la estrategia para el almacenamiento de los residuos de alta actividad.

3.4 Gestión de residuos radiactivos de alta actividad, y de combustible nuclear gastado: proyecto AGP

Enresa desarrolló el Proyecto AGP desde el primer plan de I+D hasta su detención, al comienzo del quinto plan, en 2004. Contenía las cuatro áreas siguientes:

- Estudios sobre el emplazamiento.
- El diseño de la instalación: desarrollo de los conceptos de referencia (para las diferentes litologías) y de las barreras de ingeniería.
- La evaluación de la seguridad del sistema de almacenamiento.
- La investigación y desarrollo.

La información que se incluye en este capítulo ha sido extraída del conjunto de documentos “Proyectos Básicos Genéricos” preparados y enviados al ministerio de tutela de Enresa en 2013.

3.4.1 Plan de búsqueda de emplazamientos, selección del emplazamiento

En 1986 se lanzó un programa para localizar en España formaciones geológicas capaces de albergar un repositorio de residuos radiactivos, de acuerdo con los diseños y volúmenes contemplados en el programa nuclear existente. Su objetivo es la de aislar los radionucleidos procedentes del repositorio, evitando así riesgos indebidos para el hombre y el medio ambiente.

El concepto de “multibarrera” sobre el que se establece la seguridad del almacenamiento geológico profundo a largo plazo descansa en gran medida en la barrera geológica, dado que por un lado va a incidir en el funcionamiento del resto de las barreras y por otro va a suministrar un elemento definitivo de seguridad a largo plazo.

Los requisitos básicos que debe reunir una formación geológica para su potencial uso como repositorio de residuos radiactivos son:

- Estar en zona estable, sin condiciones de peligrosidad por riesgos y/o accidentes naturales.
- Sobre medios geológicos cuyas características permitan limitar y controlar las eventuales transferencias de materiales contaminantes al subsuelo.
- Posible fácil seguimiento y control de la evolución ambiental.

Específicamente los requisitos funcionales de la barrera geológica son:

- Protección del conjunto de barreras de ingeniería, asegurando unas condiciones de estabilidad fisicoquímicas, hidráulicas, mecánicas y geoquímicas.
- Asegurar un flujo de agua bajo, lento y estable en el repositorio.
- Retardar al máximo o inmovilizar la migración de radionucleidos entre el repositorio y la biosfera.
- Permitir la viabilidad constructiva y operativa del repositorio.
- Asegurar el repositorio frente a la intrusión humana.

Para poder cumplir estos requisitos funcionales las formaciones geológicas alojantes del repositorio deben reunir una serie de características, tales como:

- Potencia, profundidad y extensión suficiente para aislar al repositorio de procesos naturales o actividades humanas no deseadas.
- Estabilidad tectónica (carencia de fallas activas) y baja sismicidad.
- Poca complejidad estructural (simplicidad).
- Homogeneidad litológica.
- Baja permeabilidad y gradiente hidráulico.
- Condiciones adecuadas de retención de radionucleidos (capacidad reductora y de retardo, inmovilización).
- Posibilidad de representar o simular su funcionamiento mediante modelos numéricos.

El abanico de litologías que pueden cumplir estos requisitos es muy amplio, si bien las más frecuentes por su abundancia y extensión son: granitos, arcillas y sales.

Las principales características de las litologías citadas, que les confieren idoneidad como roca hospedante de un hipotético repositorio son las que a continuación se desarrollan.

- Granitos: baja permeabilidad, muy baja solubilidad, capacidad de retención variable, resistencia a la alteración química y mecánica, estabilidad tectónica frecuente, conductividad térmica moderada, excavación estable, elevada resistencia a la erosión y movimiento del agua de tipo advectivo en fracturas (las sustancias disueltas se mueven con el agua debido a gradientes hidráulicos).
- Sales: Muy baja permeabilidad y porosidad, alta conductividad térmica, poca o nula fracturación, naturaleza plástica y propiedades autosellantes, fácil excavación, baja capacidad de retención y movimiento de tipo difusivo.
- Arcillas: Muy baja permeabilidad, muy alta capacidad de retención, alta o media plasticidad y capacidad de autosellado, conductividad térmica baja, baja corrosividad, fácil excavación, pero con necesidad de estructuras de sostenimiento, poca fracturación y movimiento del agua por difusión (el agua no se mueve pero sí los iones disueltos por gradientes de concentración).

Bajo estas premisas, Enresa planificó en 1986 un Plan de Búsqueda de Emplazamientos (PBE), que estructurado en varias fases, debía culminar con la identificación, en el año 2000, de varios emplazamientos potencialmente aptos, que debían dar paso a un proceso de caracterización que finalizaría en 2015, y daría paso al proceso de construcción y puesta en marcha de la instalación.

El PBE fue cancelado en 1996, fruto de un cambio en la estrategia en la gestión a largo plazo de los residuos radiactivos. Los trabajos realizados habían puesto de manifiesto la existencia de numerosas zonas favorables para la ubicación de un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad.

Como consecuencia de los trabajos realizados se obtuvo un gran volumen de información que se encuentra debidamente organizada en los archivos de Enresa, donde la información georreferenciada, constituida por miles de planos, se encuentra debidamente organizada en el Sistema de Información Geográfica de Enresa.

El PBE se estructuró en una serie de etapas secuenciales, en las que partiendo inicialmente de información bibliográfica y cartográfica se fueron desarrollando estudios específicos que permitían focalizar los trabajos hacia las áreas de mayor favorabilidad, aplicando mayor detalle a los estudios a medida que se avanzaba en el programa y se reducía en extensión las áreas de estudio.

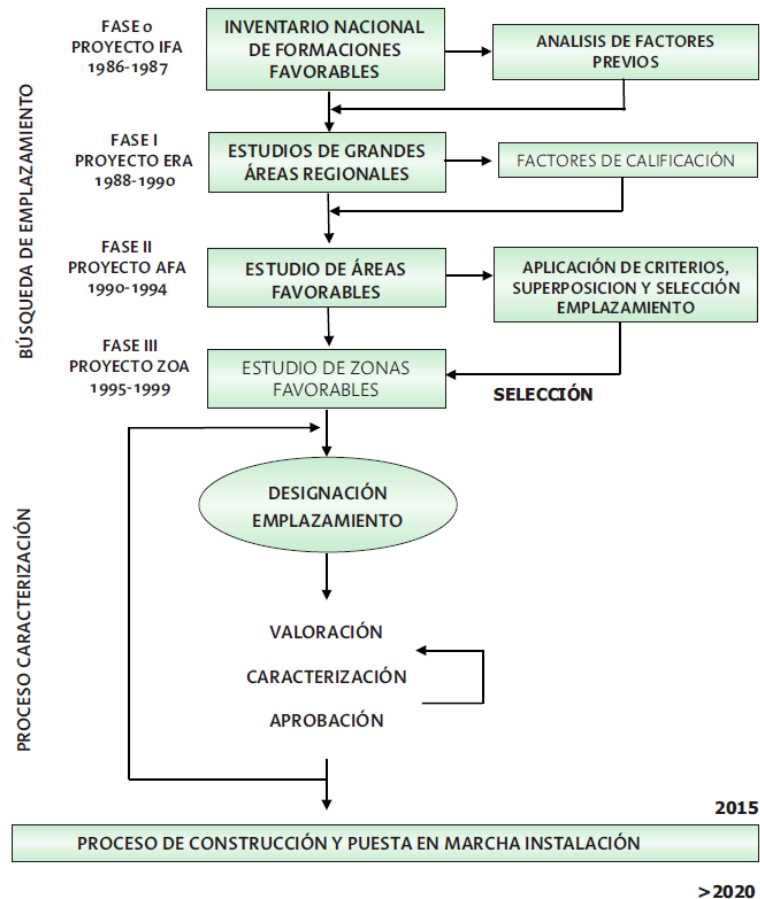


Figura 3-11: Planificación metodológica para la consecución de un AGP establecida al principio de las actividades de selección del emplazamiento

Las etapas y resultados del plan fueron:

- **PROYECTO IFA** - “Inventario de Formaciones Favorables” 1986-1987. Se trató de la hacer una recopilación de cartografía regional, a escala 1:400.000, sobre toda la superficie peninsular. Dio lugar a la definición de Formaciones IFA.
- **PROYECTO ERA** – “Estudios Regionales” 1988-1990. Consistió en estudios sobre seis grandes regiones, con cartografía regional a escala 1:200.000. EL resultado fueron una Síntesis resultados ERA y Síntesis Regionales (síntesis que se actualizaron entre 1998 y 2001). Las temáticas estudiadas incluyeron: extensión y características de formaciones, geología de subsuelo, selección por favorabilidad ERA y actualización de síntesis regionales (geología-estructural e hidrogeología).
- **PROYECTO AFA** – “Estudios de Áreas Favorables” 1990-1994. Se trabajó sobre una cartografía básica, a escala 1:50.000, realizándose estudios sobre 37 áreas, 36 de ellas identificadas en el Proyecto AFA y otra área parcialmente estudiada entre 1998 y 2001. Las temáticas que se consideraron fueron topografía, geomorfología, geología, estructural,

hidrogeología, recursos mineros, modelos 3D, socioeconomía, zonación y estudios de favorabilidad / superposición.

- **PROYECTO ZOA** – “Estudios de Zonas Favorables” 1995-1999. Se trabajó con cartografía detallada, a escala 1:20.000, sobre 20 zonas, 16 del Proyecto ZOA y otras 4 áreas estudiadas posteriormente. Las temáticas de estudio fueron topografía, geomorfología, geología, estructural, neotectónica, climatología, hidrogeología, hidroquímica, geotecnia y subsuelo.

A lo largo de estas etapas se fue profundizando tanto en los aspectos “geológicos” como en las características socioeconómicas de las áreas de estudio.

Las principales disciplinas analizadas en los estudios geológicos fueron:

- Geológico-estructural (modelos geológicos).
- Geomorfológico y procesos morfogenéticos (mapa de riesgos).
- Geotecnia y estabilidad (elevación y subsidencia).
- Sismicidad y peligrosidad sísmica.
- Hidrológico e Infraestructura (usos, demandas y recursos).
- Hidrogeológico e hidrogeoquímico (modelos hidrogeológicos)

Respecto a la información socioeconómica los trabajos consistieron en el estudio de los aspectos relacionados con la población, los recursos y el medio natural, con la generación de memorias y mapas que cubrieron las siguientes disciplinas:

- Densidad y distribución de la población (tendencia demográfica).
- Usos del suelo y nivel de desarrollo.
- Usos, demandas y recursos de agua.
- Impacto ambiental y Espacios Naturales Protegidos.
- Labores mineras, sondeos y áreas de potencial minero.

El volumen de información y la tipología de los mapas generados ha sido muy extensa y la escala de trabajo ha variado desde las primeras fases (1:400.000) hasta las últimas (1:20.000 ó 1:10.000).

El trabajo desarrollado en el PBE ha conseguido generar un importante volumen de información de grandes áreas dentro del territorio peninsular, que ha puesto de manifiesto la existencia de muchas zonas potencialmente adecuadas, tanto en medios cristalinos (rocas graníticas) como en medios sedimentarios (arcillas y sales).

Toda esta información ha sido utilizada posteriormente en mejoras de la cartografía geológica nacional, mediante acuerdos de colaboración para el intercambio de información geológica entre Enresa y el Instituto Geológico y Minero de España (IGME), así como con otras empresas y organismos interesados en proyectos de infraestructura de ámbito regional (almacenamiento de CO₂ e hidrocarburos).

Al quedar suspendidos, de forma brusca, los trabajos en la fase del proyecto ZOA (en 1996) la información geológica generada se encontraba recogida en cientos de memorias y miles de mapas, no existiendo ningún informe final a modo de conclusiones sobre la favorabilidad del conjunto de las distintas formaciones estudiadas.

Con la realización del PBE, aunque no se alcanzaron los objetivos finales, se consiguió avanzar de forma importante en el problema de la gestión de los RR.AA. en nuestro país, aportando los siguientes beneficios:

- Se ha generado una valiosísima información geológica útil para definir o evaluar la favorabilidad del territorio, así como para contribuir al conocimiento de los diferentes modelos de barrera geológica existentes.
- Se ha demostrado la capacidad de disponer de numerosas formaciones geológicas de interés en todos los tipos de litologías consideradas (granitos, arcillas y sales), así como en otras no consideradas inicialmente (pizarras o esquistos y rocas subvolcánicas).
- Se han identificado muchas áreas, en gran parte del territorio peninsular.

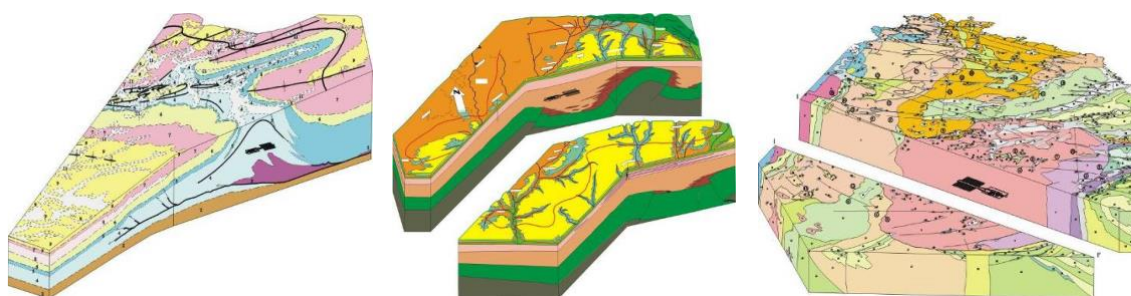


Figura 3-12: Infografía de AGP en formaciones salinas (izquierda), arcillosas (centro); y graníticas (derecha)

Con posterioridad a la finalización de los trabajos de campo en 1996, se continuó trabajando en la recopilación, síntesis y adaptación de la información a los nuevos sistemas de almacenamiento digital, de forma que se asegure el acceso a toda la información de manera casi inmediata en caso de que fuera necesario (denominados *Proyectos 95*). Se prepararon varios documentos de síntesis de actividades de I+D realizadas en colaboración con las organizaciones CSIC-ICTJA, AITEMIN, Ciemat, Universidad de La Coruña, y Universidad Politécnica de Madrid, en relación con técnicas geológico-geofísicas, hidrogeológicas, hidrogeoquímicas, climatológicas.

3.4.2 Concepto de referencia

El diseño del AGP en Enresa se ha desarrollado en tres fases temporales consecutivas. Se han estudiado considerando las tres formaciones geológicas granitos, sales y arcillas. Ésta última empezó a considerarse en la Fase II.

La **Fase I** del proyecto AGP se extendió desde comienzos de 1990 hasta finales de 1993. Los estudios se centraron en medios graníticos y en sal. Como resultado de la Fase I se consideró el siguiente concepto de almacenamiento que se ha mantenido constante durante todo el proyecto AGP: *“El combustible gastado intacto se almacena en cápsulas no autoblandadas de acero al carbono, que son emplazadas centralmente a lo largo del eje de galerías de almacenamiento horizontales y rodeadas de bentonita compactada. Las galerías de almacenamiento se agrupan en un sistema minado de paneles que se adaptan a las características estructurales del emplazamiento”*.

Adicionalmente, como resultado final de la valoración de los análisis realizados, conjuntamente por la agencia sueca SKB y Enresa, se establecieron y justificaron determinadas

características para el diseño básico del AGP Granito (Enresa 1992)) en relación con el encapsulado del combustible intacto; el método de sellado de la cápsula; dimensiones de la misma; galerías de almacenamiento, disposición y dimensiones; temperaturas máximas admisibles; profundidad del almacén.

La **Fase II** del diseño AGP comenzó en 1994 y se extendió hasta el año 2000. Ésta fue una fase de análisis con la intención, tanto de soportar el diseño básico resultante de la fase anterior, como de unificar aquellas características básicas de los diseños de los diferentes medios geológicos considerados por Enresa, incorporándose la arcilla a la sal y granito. Por otra parte, durante esta fase también se llevaron a cabo las principales evaluaciones de comportamiento y de la seguridad de Enresa, que permitieron poder realimentar el diseño.

Debido a la falta de información de campo, se decidió continuar utilizando durante la Fase II del proyecto unas características geológicas genéricas, que no eran específicas de ningún emplazamiento concreto, para ello se definió un emplazamiento genérico.

En relación con el proyecto de I+D, de Euratom, cuyo acrónimo fue FEBEX (*Full-scale Engineered Barrier Experiment in Crystalline host rock*), durante esta fase se produjo una amplia interacción entre el proyecto y el diseño AGP granito. En este sentido, se intentó que el diseño de FEBEX fuese lo más parecido posible al de la Fase II del AGP, excepto pequeñas diferencias de orden práctico, como por ejemplo, el menor tamaño de los bloques de bentonita para su colocación manual.

Durante esta fase se elaboraron documentos de gran relevancia para el diseño: Bases de diseño, Análisis de Flexibilidad, Robustez del Concepto y Análisis de convergencia.

La **Fase III** se extendió durante los años 2004 y 2005. Debido a la experiencia ganada fundamentalmente a través de las evaluaciones del comportamiento, del proyecto FEBEX, de los laboratorios de Mont Terri y Hades y la publicación de estudios por parte de otras agencias (ej. Proyecto Opalinus), Enresa se planteó a comienzos del año 2004 realizar una revisión de la celda de almacenamiento del diseño básico del AGP aunque con un alcance mucho menor que los de las dos fases anteriores.

En esta fase Enresa analizó la configuración del concepto de referencia centrándose en la opción granito, aunque dentro de la filosofía de la convergencia, por lo que los resultados se consideran extrapolables a la arcilla.

La Figura 3-13 muestra las fases y principales resultados del diseño del AGP de referencia en granito y arcilla.

Dentro de las actividades de diseño de la Fase III, Enresa organizó un seminario de diseño en el que, junto a Enresa participaron sus grupos de I+D relacionados con el diseño del AGP. El objeto del seminario era analizar la experiencia adquirida en las actividades de I+D en los últimos diez años, especialmente en los laboratorios subterráneos, de interés para la concepción y el diseño del repositorio. El alcance del seminario se centró en las barreras de ingeniería de la celda de almacenamiento en roca granítica, pero excluyendo la cápsula. En el seminario se analizó la posible optimización del concepto AGP, teniendo en cuenta la experiencia adquirida y la disponibilidad de nuevos medios tecnológicos. Aunque el alcance del seminario correspondía a un medio granítico, en el análisis también se consideró el concepto Opalinus (suizo) y las conclusiones obtenidas en su mayoría se pueden aplicar también a la arcilla. El seminario dio las bases para utilizar los rangos de parámetros de referencia más idóneos para el diseño que los considerados en la Fase II.

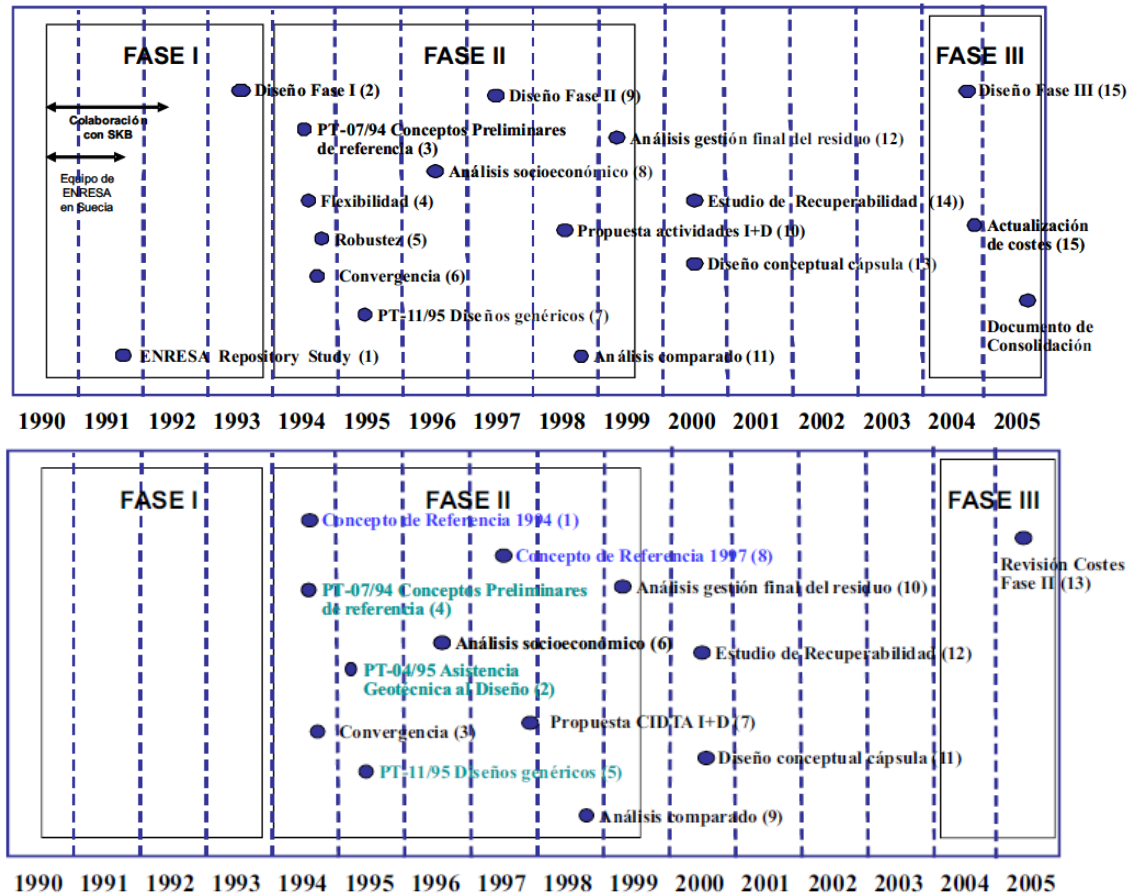


Figura 3-13: Fases de los estudios del concepto de referencia en granito (arriba) y arcilla (abajo) con indicación de principales resultados

Para el desarrollo global del diseño del AGP se adoptó una aproximación del tipo “paso a paso” sobre la que poder ir aprendiendo y ganando experiencia de forma flexible a medida que aumentaba la información disponible. Se distinguieron tres pasos, la **fase de factibilidad**, en la que se definía el “**concepto de almacenamiento**” y se comprobaba teóricamente con trabajo de gabinete la viabilidad técnica y económica del diseño; la **fase de demostración**, se obtiene el “**diseño básico**” o “**diseño de referencia**” con comprobaciones prácticas con ensayos de laboratorio o de campo de la factibilidad del diseño y correcciones de deficiencias; y **fase de ejecución**, para la definición del “diseño aplicado”, en que se desarrollan los aspectos finales del diseño en un medio geológico real.

Enresa ha llegado antes de la parada del programa de alta a definir un “**diseño básico**”.

Para completar el diseño del concepto de referencia (tal como quedó en 2004) se requiere profundizar en las actividades siguientes:

- Análisis de los dos grandes tipos de arcilla descritos (plásticas y consolidadas), y búsqueda de un emplazamiento de investigación para el granito.
- Diseño de la cápsula de almacenamiento.
- Elección de la bentonita para la barrera de arcilla.
- Diseño del método de emplazamiento de las cápsulas y construcción de la barrera de arcilla.

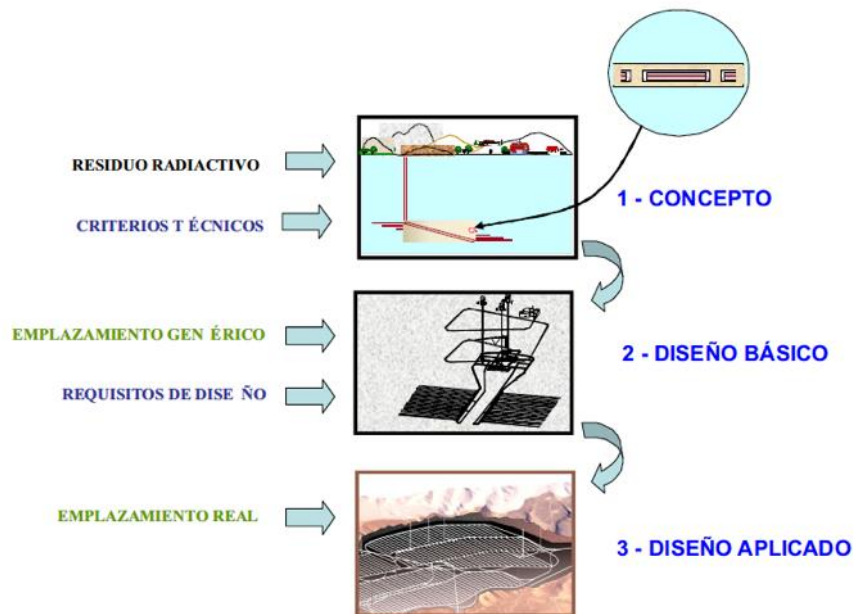


Figura 3-14: Proceso de aproximación paso a paso en el diseño del AGP

3.4.3 Estudios de seguridad

La evaluación del comportamiento y la seguridad se realiza en todas las instalaciones, o incluso elementos individuales de las mismas, de gestión de residuos radiactivos, ATI, ATC, AGP, etc., que deba diseñarse, licenciarse y operarse. Enresa dentro del proyecto AGP acometió evaluaciones del comportamiento y de la seguridad para las opciones de granito y arcilla habiendo extendido la experiencia adquirida al resto de instalaciones de su responsabilidad que requieran estudios de seguridad (Centro de Almacenamiento de El Cabril, ATC, Contenedores para ATIs, Unidades de Almacenamiento para residuos de baja y media actividad, ...).

Los principales documentos que recogen la experiencia en evaluación del comportamiento y la seguridad realizados para un AGP son:

- Evaluación del comportamiento y la seguridad de un almacenamiento geológico profundo en granito. Marzo 1997 Publicación Técnica /06/1997.
- Evaluación del comportamiento y la seguridad de un almacenamiento profundo en arcillas. Febrero 1999. Publicación Técnica /03/1999.
- Enresa 2000. Evaluación del comportamiento y de la seguridad de un almacén de combustible gastado en una formación granítica. (Enresa documentos internos de referencia 3/2006 y 4/2006).
- Enresa 2003. Evaluación del comportamiento y de la seguridad de un almacén geológico profundo de residuos radiactivos en arcilla. (Enresa, Documento Interno de Referencia 02/2006).

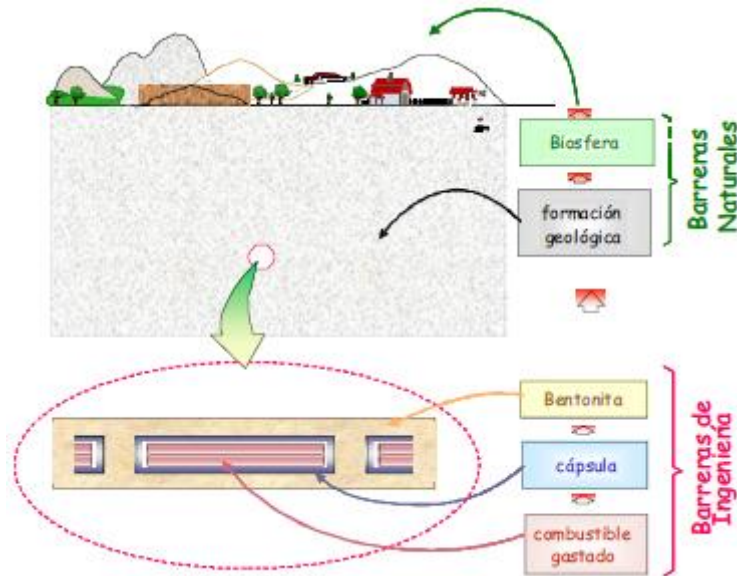


Figura 3-15: Sistema multibarrera del AGP

En estos documentos, que se completan con otras publicaciones técnicas y documentos internos de referencia de Enresa, se integra el conocimiento adquirido.

La evaluación del comportamiento y de la seguridad consiste en el análisis sistemático del comportamiento de los sistemas de almacenamiento a lo largo del período para el que están diseñados, verificando que cumplen con los criterios de seguridad legalmente establecidos. Esto ha requerido para cada caso:

- Disponer de criterios de seguridad definidos de forma clara y precisa.
- Disponer de diseños detallados de las instalaciones.
- Conocer de forma detallada las características y comportamiento de los componentes de la instalación, incluido el emplazamiento de acuerdo con los plazos de diseño.
- Disponer de modelos numéricos que representen tanto el funcionamiento de los componentes, como el funcionamiento global del sistema.
- Establecer una metodología de análisis en la que las fuentes de conocimiento, los modelos, los datos y su utilización específica, la toma de decisiones y su justificación, y los resultados sean accesibles, trazables y evaluables.

El desarrollo de los ejercicios de evaluación del comportamiento y la seguridad llevados a cabo a lo largo del proyecto AGP han permitido poner a punto una metodología de trabajo que permite, a través del análisis de los principales procesos que controlarán la seguridad del sistema, mejorar y optimizar los diseños y direccionar la I+D. Esto es, focalizar las actividades de I+D en aquellos procesos, parámetros que van a inferir directamente en las mejoras de la seguridad o en la optimización de los sistemas operativos.

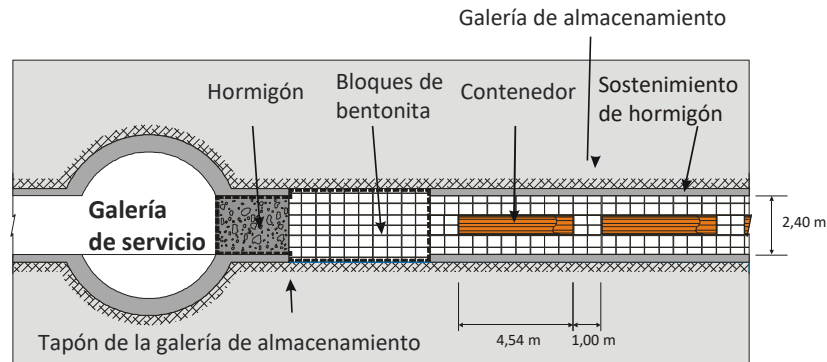
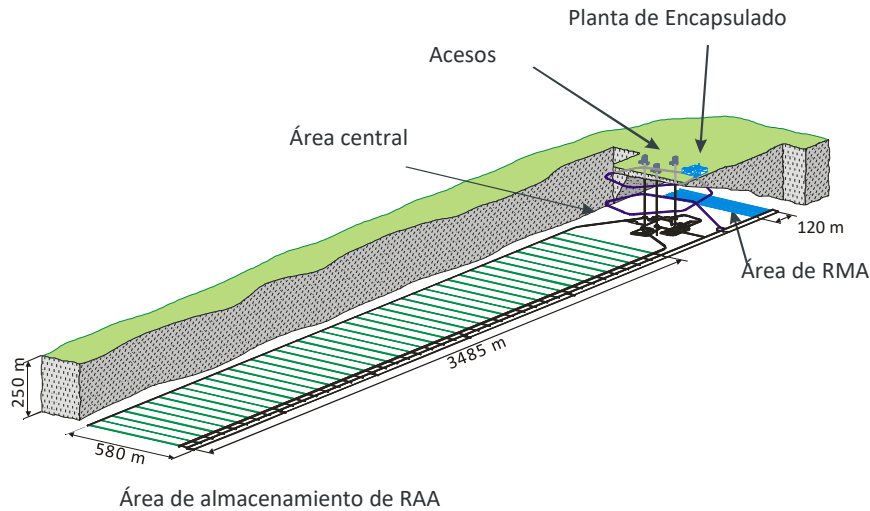


Figura 3-16: Concepto de referencia del AGP en medio arcilloso

3.4.4 Actividades de I+D en los componentes de AGP

Las actividades de I+D sirvieron para aportar conocimientos y experiencias para el diseño del concepto de referencia así como para proporcionar datos y metodologías con las que abordar las evaluaciones del comportamiento. Las actividades realizadas hasta el fin del Plan de Alta se recopilaron en dos documentos, uno correspondiente al AGP Arcilla y un segundo para el AGP Granito, que forman parte del conjunto de documentos “*Proyectos Básicos Genéricos*” preparados y enviados al ministerio de tutela de Enresa en 2013.

Se recopiló la información adquirida, así como los asuntos pendientes de investigar, siguiendo el esquema siguiente:

- Residuo.
 - Características del combustible nuclear de referencia sin irradiar.
 - Características del combustible gastado de referencia: composición físico-química, inventario radiactivo, potencia térmica residual, características morfológicas y físico-químicas del combustible irradiado.
 - Comportamiento del combustible gastado en el AGP, comportamiento entre 50 y 1.000 años, y comportamiento después de los 1.000 años.
 - Estado actual del conocimiento.

- 5 Cuestiones pendientes.

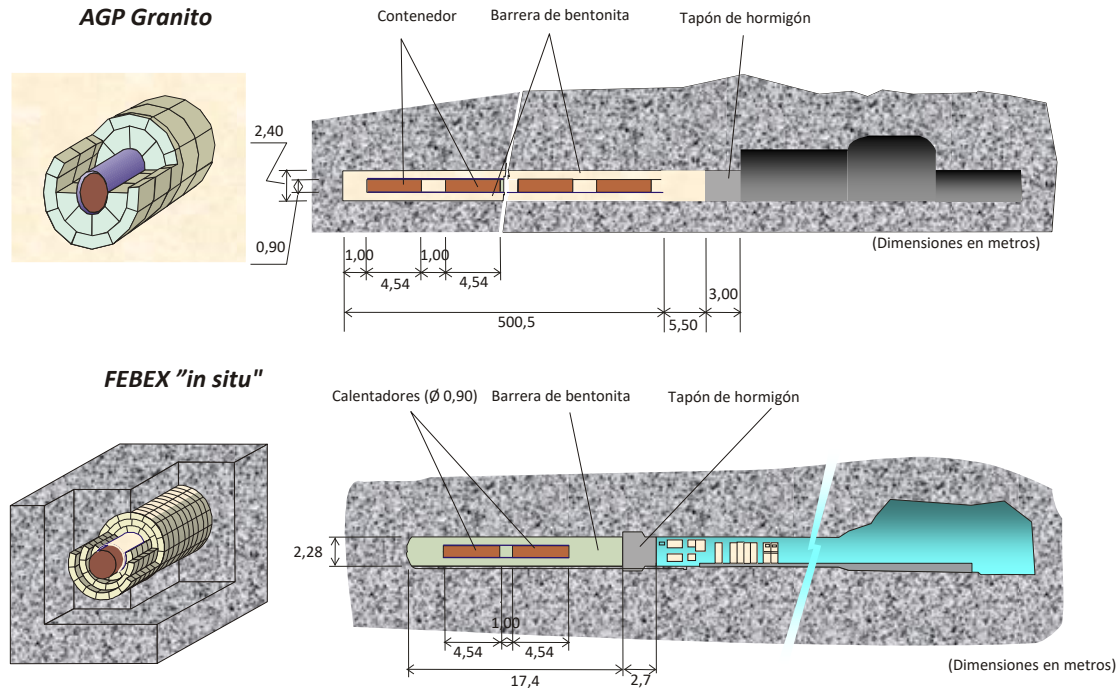


Figura 3-17: Proyecto de I+D FEBEX (Programas Marco 4 y 5 de Euratom) desarrollado para estudiar el concepto de referencia español en medio granítico, construido por Enresa en el laboratorio subterráneo de Grimsel (Suiza)

- Barreras de ingeniería.
 - Cápsula: funciones, requisitos y procesos relevantes que controlan su comportamiento; comentarios a la duración asignada a la cápsula; estado actual del conocimiento; cuestiones pendientes.
 - Relleno y sellado: esquema conceptual y del programa de estudios realizados; estado actual del conocimiento y cuestiones pendientes.
- Barrera geológica.
 - Consideraciones generales, funciones y requisitos.
 - Proceso de identificación y selección de áreas con formaciones arcillosas en la Península.
 - Estado actual del conocimiento en hidrogeología, geoquímica y aspectos geomecánicos.
 - Conclusiones y cuestiones pendientes: en estudios hidrogeológicos, geoquímicos y geomecánicos.
- Biosfera.
 - Definición y esquema conceptual
 - Programa de investigación y desarrollo tecnológico en biosfera: evaluación del impacto radiológico, estudio de la evolución temporal de la biosfera.
 - Estado actual del conocimiento.

- Cuestiones pendientes.

Con posterioridad a 2004 Enresa junto con los grupos de investigación españoles expertos en los temas correspondientes, ha participado en proyectos internacionales, principalmente de Euratom, de la AEN-OCDE y en menor medida del OIEA en los que se ha continuado ganando conocimientos sobre diferentes aspectos de un AGP. Ejemplos son los proyectos del 6º Programa Marco de Euratom que se señalan por sus acrónimos: NF-PRO, ESDRED, MICADO o PAMINA, del 7º Programa Marco como el PEBS, Modern, y del H2020 como BEACON, CEBAMA, etc.

3.5 Desmantelamientos y restauraciones

Se han realizado actuaciones de desmantelamiento y restauración en diversas instalaciones y localizaciones a lo largo de la historia de Enresa. Algunas de ellas han concluido, otras están en proceso de ejecución, se están planificando nuevas, y habrá en el futuro otras nuevas. En la tabla se señalan las más destacadas.

3.5.1 Minas y producción de concentrados de uranio (excepto FUA)

En España se han explotado cerca de treinta minas de uranio situadas en Andalucía, Extremadura y en la provincia de Salamanca. La Junta de Energía Nuclear, ahora Ciemat, empezó con las explotaciones, pasando en 1972 a la Empresa Nacional del Uranio (ENUSA).

También se ha producido concentrado de uranio, entre 1959 y 2002 en cuatro plantas: la Fábrica de Uranio de Andújar, en Jaén (1959 – 1981); la Planta Lobo-G en La Haba en Badajoz (1977 – 1990), y en las Plantas Elefante (1974 -1993) y Quercus (1993 – 2002) en el complejo minero de Saelices el Chico, Salamanca.

Las obras de restauración de los emplazamientos mineros y los dedicados para instalaciones de concentración de uranio comenzaron en 1991 y han sido cofinanciados por ENUSA y Enresa en porcentajes distintos para cada emplazamiento dependiendo de que las actividades de explotación de minas y plantas hubieran sido efectuadas por la JEN, o posteriormente por ENUSA como empresa titular.

Los programas de restauración han considerado las siguientes líneas de actuación:

- Caracterización del emplazamiento.
- Descontaminación, desmantelamiento y clausura de las instalaciones.
- Gestión de materiales residuales.
- Regeneración geomorfológica e hidráulica.
- Tratamiento de aguas.
- Integración paisajística.
- Vigilancia y mantenimiento posterior a la restauración.

Tabla 3-2: Emplazamientos desmantelados y/o restaurados, otros en proceso de serlo y los que se realizarán en el futuro

	Estado	Fechas	Apoyo de I+D
Proyectos terminados o en desarrollo			
Minas en Andalucía (6), Extremadura (13) y Castilla y León (2), y Plantas La Haba, Elefante y Quercus.	Periodo de Cumplimiento	1991 a 2008	Sí
Mina de Saelices el Chico	Vigilancia	Desde 2008	Sí
Fábrica de Concentrados de Uranio de Andújar	Desmantelado, restarurado; y en "período de cumplimiento"	1991 1994 Periodo de cumplimiento desde 1994	Sí
Reactor de Investigación de la JEN, Madrid y PIMIC desmantelamiento	Proyecto completado	2004 - 2018	Sí
Reactor de Investigación de la UPV, Bilbao	Proyecto finalizado	2004	No
Reactor de Investigación de la UPC, Barcelona	Proyecto finalizado	2002	No
C.N. Vandellós I	Desmantelado hasta fase de latencia (fase 2). Fase 3 pendiente	> 2028	Sí (pasado y futuro)
C.N. José Zorita	Desmantelamiento	2010 - 2020	Sí
C.N. Santa María de Garoña	Proyecto de desmantelamiento en preparación	2018 - 2035	Sí (futuro)
Futuras actuaciones			
Desmantelamiento y clausura del Fábrica de Combustible Nuclear de Juzbado	En producción	n/decidida	Sí, previsión
Resto de centrales nucleares (Almaraz I y II, Ascó I y II, Vandellós II, Cofrentes y Trillo)	En operación	2037 - 2035	Sí, previsión
Desmantelamiento y clausura del Centro de Almacenamiento El Cabril	Fase operacional	n/decidida	Sí, previsión
Desmantelamiento y clausura del Almacén Temporal Centralizado (ATC)	Proyecto	Después de 2070	Sí, previsión
Desmantelamiento y clausura del Almacén Geológico Profundo (AGP)	Definición conceptual	Después de 2100	Sí, previsión

Cuando los trabajos de restauración han concluido le sigue un período de vigilancia en el que se han de verificar los criterios y objetivos de diseño impuestos por las autoridades. Este periodo de vigilancia o *Periodo de Cumplimiento* que es previo a la obtención de la *Declaración de Clausura*, puede durar hasta varias décadas, y la responsabilidad es del propietario de las instalaciones.

Las actuaciones en las que Enresa está o ha estado involucrada² han sido:

- **Planta Lobo-G** incluyendo mina **La Haba** a cielo abierto de 20 ha, escombreras de aproximadamente 8 millones de toneladas, eras de lixiviación y dique de estériles de proceso. Estuvo operativa de 1977 a 1990. En 1995 se autorizó el Plan de

² La Fábrica de Uranio de Andújar se explica en el apartado siguiente

Desmantelamiento y Clausura de ENUSA. Tras la ejecución de los trabajos hubo un periodo de cumplimiento de 5 años, y en 2004 se otorgó la Declaración de Clausura. El programa de vigilancia continua desde entonces con gastos compartido entre Enresa y Enusa.

- Restauración de **antiguas minas de uranio en Andalucía y Extremadura**. El objeto de las actuaciones (1997 – 2000) fue recuperar los terrenos alterados por las investigaciones y explotaciones mineras de uranio realizadas por la Junta de Energía Nuclear (JEN), ahora Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) en las décadas de 1960 y 70. Enresa se responsabilizó del total de trabajos. Se trató de 13 minas en Extremadura y 6 en Andalucía. Algunos de los trabajos de restauración permitieron la realización de “*proyectos de I+D de oportunidad*” que han permitido ganar experiencia en tecnología y conocimientos de caracterización de terrenos y aguas subterráneas, y que han servido para otras instalaciones de Enresa (El Cabril, ATC) y para el futuro proyecto AGP. Por citar un ejemplo, la Mina Ratones dio lugar a un programa de I+D dentro de los planes 3º y 4º de Enresa.

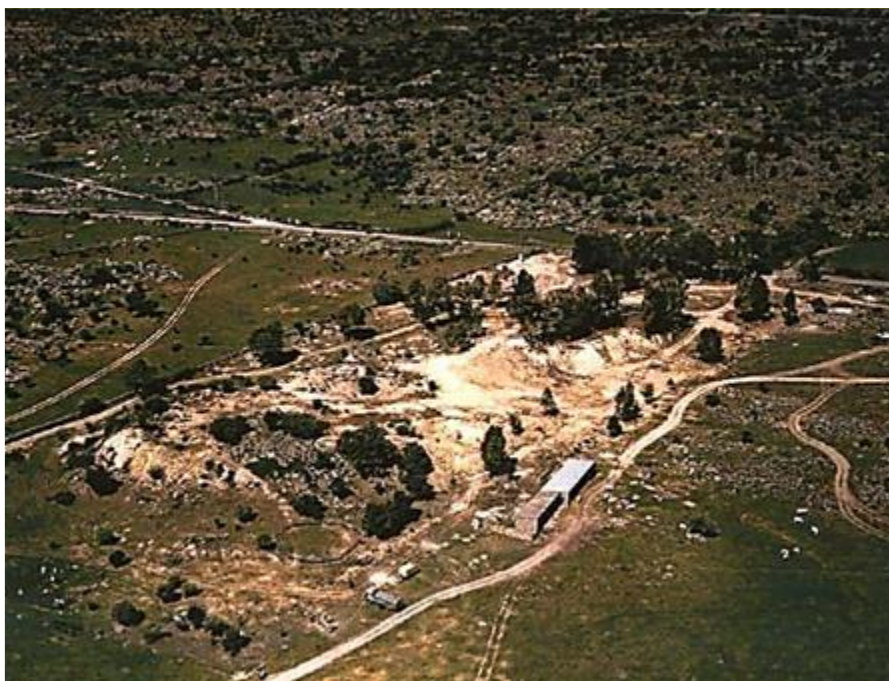


Figura 3-18: Mina Ratones, en el término municipal de Albalá, Cáceres

- **Plantas Elefante y Quercus**, y estructuras mineras asociadas en Saelices el Chico, Salamanca. La Planta Elefante estuvo en funcionamiento entre 1975 y 1993. La restauración y clausura afectó a instalaciones de proceso de mineral, así como eras de lixiviación y diques de lodos. La restauración comenzó en 2001 y concluyó en 2004. Actualmente está en fase de vigilancia y control (responsabilidad de ENUSA, financiación parcial de Enresa). La Planta Quercus está (en 2017) en parada definitiva, se ha preparado la documentación de solicitud de primera fase de desmantelamiento, que está siendo evaluada por las autoridades competentes.
- **Explotaciones mineras de Saelices el Chico**. En este término municipal se realizaron explotaciones mineras a cielo abierto entre 1954 y 2000 en los yacimientos Fe y D. ENUSA se hizo cargo de la explotación en 1972. En 2002 se aprobó el proyecto de restauración y abandono de las explotaciones por cese de actividad y dos años más tarde el de restauración definitiva. El proyecto de restauración cofinanciado por ENUSA y Enresa se ejecutó sobre una superficie de 260 ha. Además del movimiento de tierras se ha realizado

un tratamiento de las aguas almacenadas en las estructuras mineras. Estas 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 ENUSA ha puesto en marcha un proyecto de I+D.



Figura 3-19: La Antigua planta Quercus para obtener concentrado de uranio en Saelices el Chico

- **Proyecto Minas en Castilla y León.** Se ha acometido la restauración de los terrenos alterados por las investigaciones y explotaciones mineras de Valdemascaño y Casillas de Flores (ambas en Salamanca) realizadas por la JEN. Tras la autorización del proyecto en 2006, las obras de restauración se realizaron en 2006 y 2007. Los terrenos quedaron sujetos desde entonces a un plan de vigilancia y mantenimiento que costea Enresa.

3.5.2 Fábrica de Concentrados de Uranio de Andújar, FUA

España contó con una planta de tratamiento de uranio en Andújar, provincia de Jaén, a 1,5 kilómetros al sur del centro urbano de Andújar. Ocupaba un área de algo más de 17 hectáreas. La instalación, conocida como *Fábrica de Uranio de Andújar* o *FUA*, estuvo en operación desde 1959 hasta 1981. Durante este período se procesaron 1,2 millones de toneladas de mineral de uranio y se produjeron 1.350 toneladas de U_3O_8 con un grado de pureza de 80-85%. Los residuos sólidos se almacenaron en unas pilas de relaves y los líquidos se trataron antes de enviarlos al río Guadalquivir.

Enresa realizó labores de restauración del emplazamiento, que incluyó actuaciones en la planta de procesado y en los estériles de operación, entre 1991 y 1994.



Figura 3-20: Vista aérea de la *Fábrica de Uranio de Andújar*, antes (izquierda) y después (derecha) de las actuaciones de Enresa

Enresa recibió la **Fábrica de Uranio de Andújar** por una orden ministerial del 13 de diciembre de 1985 y tomó posesión el 1 de marzo siguiente. Durante más de cuatro años se realizaron proyectos de I+D a fin de diseñar adecuadamente el plan de acción que incluía el desmantelamiento de las instalaciones y rediseño del dique de estériles.

- Caracterización del emplazamiento del dique de estériles de la FUA (con estudios hidro-geo-radio-químicos, y determinación de los parámetros físicoquímicos de migración de los radionucleidos en el entorno de la FUA).
- Diseño y construcción de las capas de cobertura del dique de la FUA; se efectuaron ensayos de permeabilidad, estudios de comportamiento de las nuevas capas de cobertura (humedad, contención de radón).
- Modelo de flujo y transporte en aguas subterráneas en el entorno de la FUA.

Terminadas las obras de Desmantelamiento y Clausura dio comienzo el **Período de Cumplimiento**, con una duración mínima de 10 años, en el que Enresa es responsable de verificar el correcto funcionamiento de los elementos del diseño ejecutado, así como analizar la evolución temporal de los objetivos y criterios fijados en la Resolución de la DGE de 17-3-95 y en las disposiciones incluidas en sus Anejos (I y II) e instrucciones complementarias del CSN.

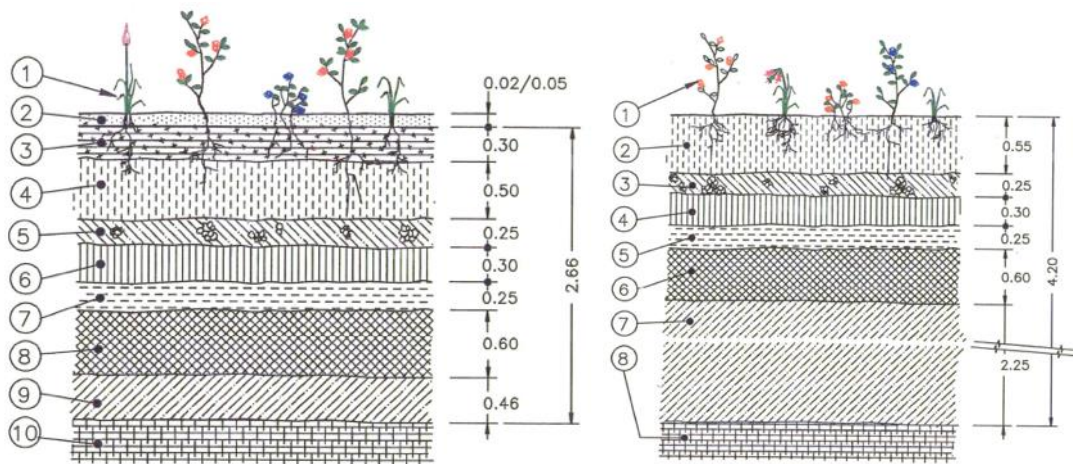
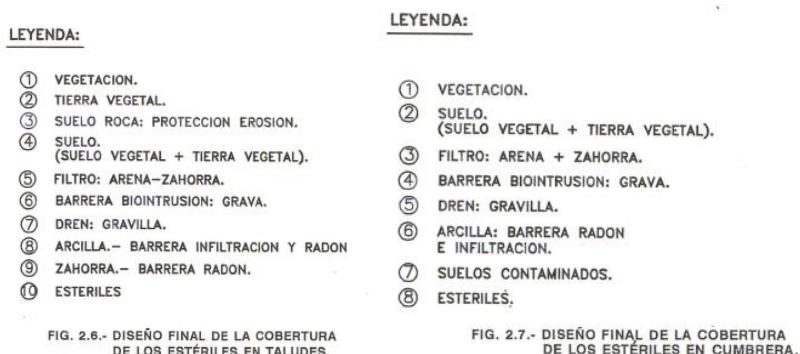


Figura 3-21: Proyecto de I+D para el diseño de las capas de cobertura en la FUA (izquierda representa el diseño para taludes, y derecha para la cumbre)



De acuerdo con las condiciones 7ª y 8ª del Anejo I de la Resolución, las actividades técnicas de vigilancia a realizar por Enresa durante el Período de Cumplimiento, cuyo comienzo se establece en la misma, comprenderán:

1. Vigilancia del comportamiento de la pila de estériles reacondicionada en los aspectos conducentes a la obtención de datos necesarios, que permitan, por extrapolación, garantizar los criterios sobre durabilidad de las obras, en la medida de lo razonablemente posible, por un período de 1000 años y nunca inferior a 200 años.
2. Vigilancia de las estructuras de referencia de los alrededores del recinto relativos a los aspectos de emplazamiento que pudieran incidir en la estabilidad y durabilidad de las obras realizadas.
3. Vigilancia de la emisión de radón de la pila de estériles durante el tiempo necesario para demostrar que el flujo anual promedio de Rn-222 a la atmósfera en toda la superficie del dique estabilizado sea inferior a $20 \text{ pCi} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. ($740 \text{ mBq/m}^2 \cdot \text{s}$)
4. Vigilancia de las aguas subterráneas para verificar durante cinco años consecutivos que: la concentración de actividad de uranio en los puntos de cumplimiento no superará el 50% de la concentración para el nivel de notificación indicado en la Guía 7.7 del Consejo de Seguridad Nuclear, equivalente a $6,15 \text{ Bq/l}$ de uranio-238 + uranio-234 y será inferior a $3,5 \text{ Bq/l}$ en los pozos cercanos a la instalación.

El cuarto de los puntos citado anteriormente se basa en desarrollos de I+D, y utiliza un **modelo numérico hidrogeoquímico de las aguas subterráneas en el entorno de la FUA**. En 1990 se preparó un modelo de flujo de agua subterránea y de transporte de uranio que se calibró con datos históricos de cinco años. En el año 2004 se realizó una profunda actualización del modelo de flujo y transporte de solutos basada en el análisis integrado de la información hidrometeorológica, piezométrica y química obtenida de la red del plan de vigilancia en el periodo de cumplimiento comprendido entre 1993 y 2003. Desde entonces se han incorporado mejoras en el modelo de flujo y transporte, así como se continúa con el tratamiento de las incertidumbres.

3.5.3 Central Nuclear Vandellós I

La central nuclear Vandellós I está situada en el municipio de Vandellós i l'Hospitalet de l'Infant, en Tarragona. Comenzó su explotación comercial en 1972, bajo la responsabilidad de la compañía Hispano-Francesa de Energía Nuclear S.A. (Hifrensa). Tras 17 años de funcionamiento y por Orden Ministerial, la planta cesó su actividad en 1989.



Figura 3-22: Antes y después del desmantelamiento a nivel 2 de la CN Vandellós I

El proyecto de Enresa, aprobado por las autoridades consistió en el desmantelamiento y la demolición de los edificios y plantas exteriores al blindaje biológico del reactor. De esta manera ha quedado transformada en una instalación pasiva, que permanecerá así durante el periodo de latencia (25 años) hasta que se acometa el desmantelamiento total de la misma previsto a partir de 2030. Las actividades de desmantelamiento que se llevaron a cabo fueron como sigue

- **Actividades de acondicionamiento.** Fue llevado a cabo por la empresa explotadora de la central, entre 1991 y 1997, y consistió en la descarga del reactor y la evacuación de combustible gastado, el acondicionamiento de los residuos de operación y la extracción y preacondicionamiento de los residuos depositados en los silos de grafito. Además, se realizaron algunos desmontajes convencionales como los de los depósitos de CO₂ y los grupos turboalternadores principales.
- **Desmantelamiento de estructuras y preparación para el periodo de latencia.** Se realizó bajo la responsabilidad de Enresa entre febrero de 1998 y junio de 2003. Se desmantelaron todas las estructuras, sistemas y componentes excepto el cajón del reactor; se liberó la mayor parte del emplazamiento y solo una parte es aún zona reglamentada; el cajón del reactor quedó confinado y cubierto por una estructura de protección de intemperie de nueva construcción. Se realizó en dos fases:
 - **Primera fase (feb.-1998 – feb.-1999).** Se acondicionó el emplazamiento para acometer el desmontaje en zonas radiológicas; se desmanteló y retiraron equipos y estructuras convencionales innecesarias (Plan de Desmantelamiento de Componentes Convencionales, PDCC).
 - **Segunda fase (mar.-1999 – jun.-2003).** Se desarrolló el Plan de Desmantelamiento de Partes Activas (PDPA); se aplicó el Plan de Desclasificación para asegurar que los materiales limpios no contuvieran contaminación y, por tanto, pudieran ser gestionados convencionalmente; se continuó el PDCC; se transportaron los residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA) al Centro de Almacenamiento de El Cabril; además se realizaron las expediciones de los materiales convencionales a centros autorizados para su reciclaje; y el envío de los residuos convencionales a vertederos especializados.
- **Período de latencia.** En esta siguiente fase Enresa es la responsable de la vigilancia las partes del emplazamiento no liberadas. Será así durante 25 años, para que la actividad radiológica de las estructuras internas del cajón decaiga lo suficiente para que represente aproximadamente un 5% de la inicial. Ello permitirá, entonces, su desmantelamiento con unos costes radiológicos mínimos para el personal que ejecute los trabajos. Durante este

período se continúan los trabajos y estudios preparatorios para su desmantelamiento de nivel 3, y la búsqueda de soluciones idóneas para la gestión final del grafito irradiado

3.5.4 Central Nuclear José Cabrera

La central nuclear José Cabrera, la primera que funcionó en España, comenzó a construirse en 1965 y se inauguró en 1968. Tenía un reactor de agua ligera a presión y una potencia eléctrica de 160 MWe. Su parada se produjo en abril de 2006. Enresa asumió la titularidad de la instalación en 2010 una vez que el combustible gastado hubo sido trasladado al ATI construido en los terrenos de la central. Finalizado el desmantelamiento se devolverá el emplazamiento a su propietario. Esta es la primera central nuclear española que será desmantelada hasta devolver el terreno a su estado original previo a su construcción.



Figura 3-23: Emplazamiento de la CN José Cabrera antes y después del desmantelamiento y restauración de los terrenos

Los trabajos, de manera resumida, consisten en una caracterización inicial e inventariado de todos los sistemas y componentes de la instalación, modificaciones de numerosos sistemas e infraestructuras de la planta adaptándolos a sus nuevos usos durante el desmontaje, descontaminación y demolición, y se finaliza con la restauración de los terrenos. En paralelo se lleva a cabo una gestión continua de los materiales resultantes, de acuerdo con su procedencia y naturaleza.

El Plan de Desmantelamiento se distribuye en las siguientes fases:

- **Actividades preparatorias.** Consistieron en la modificación de diversos sistemas e instalaciones auxiliares de la planta para adaptar su funcionalidad a las nuevas actividades a desarrollar durante el desmantelamiento. Una de las actuaciones más significativas fue el desmontaje del equipamiento original y la posterior transformación del Edificio de Turbina en el nuevo Edificio Auxiliar de Desmantelamiento donde se efectúa el tratamiento

y almacenamiento temporal de residuos procedentes del Edificio de Contención. Además se realizaron diversas actuaciones encaminadas a eliminar riesgos y evitar interferencias durante el desarrollo de futuros trabajos.

- **Desmantelamiento de elementos convencionales.** Los edificios e instalaciones convencionales de la central son desmantelados a medida que no se requiere su uso. Hasta la fecha se han desmontado los elementos y componentes de las siguientes zonas: Edificio diésel; Torres de refrigeración; Edificio Eléctrico y antigua sala de control; y Área de transformadores eléctricos.
- **El desmantelamiento de elementos radiológicos.** El desmantelamiento de los componentes del circuito primario de la central, ubicados en el interior del edificio de contención, ha constituido una actividad diferencial frente a anteriores proyectos de desmantelamiento. Una de las actividades más complejas llevadas a cabo ha sido la segmentación bajo agua de los internos y de la vasija del reactor. Estas operaciones se han desarrollado en la antigua piscina de combustible gastado, mediante el uso de herramientas de corte operadas de forma remota. Debido a su singularidad estas actuaciones han despertado el interés de la comunidad técnica. Igualmente se ha procedido a desmontar in situ el resto de grandes componentes del circuito primario. En paralelo se han retirado los equipos y sistemas radiológicos en desuso de los diferentes locales de los edificios de Contención y Auxiliar.
- **Descontaminación y demolición de edificios.** Una vez eliminados los componentes comienzan las tareas de descontaminación de paramentos (paredes y suelos) de los distintos edificios radiológicos. Tras la aplicación de la metodología de desclasificación de superficies que certifica la ausencia de contaminación residual, se procede a la demolición de los diferentes edificios e infraestructuras mediante la aplicación de técnicas convencionales.
- **Gestión de materiales.** La gestión de materiales resulta una actividad básica, que se mantiene durante todas las fases del desmantelamiento, y que va dirigida a optimizar el volumen de residuos a tratar fomentando las políticas de segregación y reciclaje. A lo largo del proyecto de desmantelamiento de la CN José Cabrera se estima que se gestionarán alrededor de 104.000 toneladas de materiales, de los cuáles entre un 5 y un 10% serán catalogados como residuos radiactivos. Los materiales convencionales son evacuados hacia plantas de tratamiento especializadas en función de su naturaleza. De igual modo los residuos radiactivos de muy baja, baja y media actividad son expedidos de forma periódica hacia el Centro de Almacenamiento de El Cabril.
- **Restauración del emplazamiento.** Con objeto de devolver el emplazamiento a sus características iniciales, el Plan de Restauración garantizará que los suelos que van a ser liberados estén limpios de radiactividad residual. En esta fase final se efectuará un saneamiento de los terrenos y una caracterización final que permita solicitar la Declaración de Clausura con objeto de devolver el emplazamiento a su propietario.



Figura 3-24: Materiales a gestionar en la CN José Cabrera

Se prevé que las últimas actividades de restauración se culminarán en 2020, y por tanto se podrá traspasar el emplazamiento a partir de esa fecha al titular de los terrenos, una vez dado el visto bueno de las autoridades involucradas.

El desmantelamiento ha supuesto un reto para Enresa destacando sobre todo el corte de los internos de la central, realizado bajo agua. Para ello se adaptaron y utilizaron medios existentes en el mercado. Sin embargo ha habido necesidad de desarrollar varios proyectos de I+D, y cuyos resultados se han aplicado en las operaciones de desmantelamiento y restauración:

- Aplicación informática para la caracterización de superficies de hormigón que incorpora la metodología Marssim. Se ha extendido su aplicación a suelos. Es la aplicación Greg@I, desarrollada en colaboración con la Universidad Rovira i Virgili (Ficha 2.3.13).
- Determinación automática del grado de llenado de contenedores para posteriormente proceder a su caracterización radiológica en el Box Counter. También se ha desarrollado con la Universidad Rovira i Virgili (Ficha de memoria 2.3.14).
- Desarrollo de un dispositivo para la identificación, cuantificación y distribución espacial de isótopos emisores gamma en una superficie o en un material. Este proyecto aún está en desarrollo junto con el CSIC-IFC, y los resultados están siendo patentados (Ficha de memoria 1.2.07).
- Ensayo Piloto de Laboratorio para analizar, a escala de laboratorio, la viabilidad de técnicas de descontaminación de los terrenos de la CN José Cabrera; estudiar mecanismos de reducción de compuestos contaminantes en las aguas o fluidos de lavado; identificación y optimización de parámetros clave para la mejora del rendimiento del método o métodos propuestos; y por último elaborar una Propuesta de actuación y recomendaciones para el desarrollo e instalación de una planta móvil (Ficha de memoria 2.3.16).
- Modelización hidrogeológica del terreno, incluyendo ensayos de trazadores para ayuda a la modelización (Ficha de memoria 4.2.07).

Por otro lado el desmantelamiento ha supuesto una oportunidad única para acceder a piezas metálicas, así como a hormigones sometidos a gradientes térmicos y radiológicos durante cerca de 40 años. Se han planteado dos proyectos; el primero consiste en el estudio y caracterización de piezas metálicas irradiadas, denominado ZIRP, y es de carácter internacional, y el segundo, inicialmente de alcance nacional, y que puede internacionalizarse por el interés despertado,

enfocado en el estudio de hormigones sometidos a campos térmico, radiológico, y que han estado en contacto con agua rica en boro. Enresa ha extraído las muestras que se han previsto y en ambos proyectos se están abordando los análisis de caracterización.

Una vez finalizado el trabajo de Enresa en esta central nuclear se hará un trabajo recopilatorio de las experiencias que servirán para futuros desmantelamientos, siendo el primero de los previstos la central nuclear de Santa María de Garoña.

3.5.5 Central Nuclear Santa María de Garoña

Nuclenor, la empresa propietaria de la central nuclear se fundó en marzo de 1957 por Electra de Viesgo S. A. e Iberduero S. A. En agosto de 1963 Nuclenor obtuvo la autorización para la construcción de la primera central nuclear española, denominada Bilbao-Ebro que iba a constar inicialmente de dos grupos de 250 megavatios, cuyo proyecto se había presentado en la Delegación de Industria de Burgos en 1958.

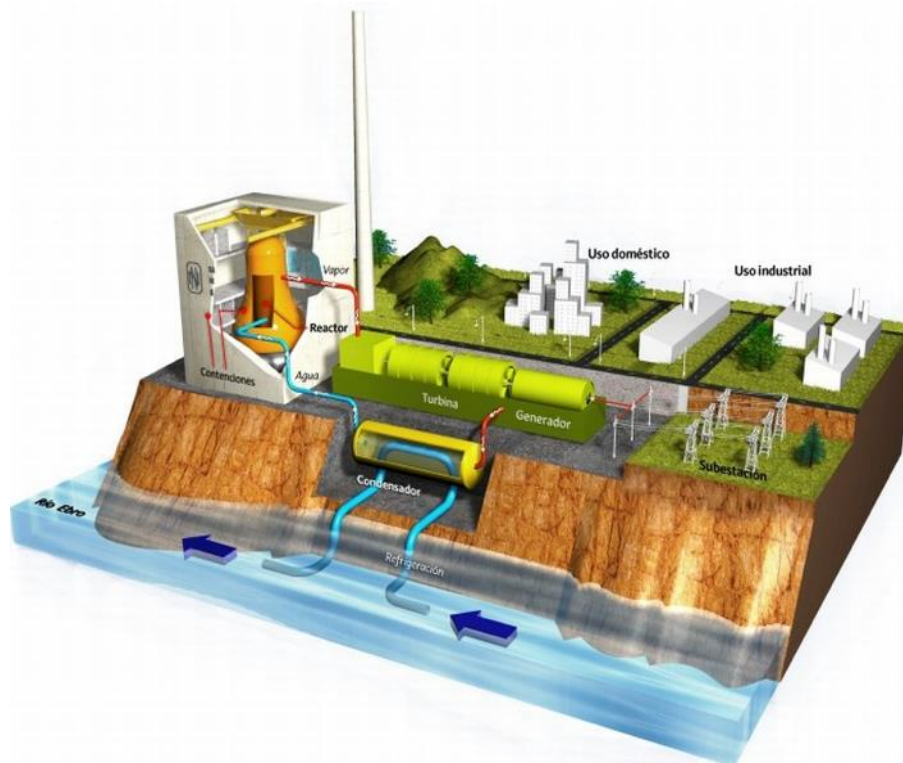


Figura 3-25: Central Nuclear de Santa María de Garoña [Nuclenor]

Las obras de construcción de la central, llamada finalmente Santa María de Garoña, se iniciaron en septiembre de 1966 y concluyeron en noviembre de 1970. Desde su puesta en funcionamiento hasta el 16 de diciembre de 2012, la central generó 133.335 GWh.

Esta central en 2013 entró en situación de cese de explotación. En agosto de 2017 el Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital denegó la renovación de autorización aun teniendo el informe favorable del CSN.

En 2017 se han iniciado las actividades preparatorias para su desmantelamiento. La estrategia elegida es el desmantelamiento total e inmediato, esto es, proceder al desmantelamiento de todas las estructuras, sistemas y componentes, seguida de la descontaminación y demolición de

aquellos edificios que así se determine, y la gestión de los materiales residuales generados, para finalizar con la restauración y liberación del emplazamiento. Para ello, se aprovechará la experiencia adquirida en los desmantelamientos hasta ahora llevados a cabo, así como las referencias internacionales específicas para este tipo de reactores.

Nuclenor, participada al 50% por Endesa e Iberdrola, es la propietaria de la central.

Sobre esta instalación se hicieron varios proyectos de I+D en los años 90, un estudio preliminar de desmantelamiento, y otro sobre exención de materiales de la central.

3.5.6 Reactores de investigación y PIMIC

3.5.6.1 JEN-1 y PIMIC

El **JEN-1** fue un reactor de investigación de tipo piscina, moderado y refrigerado por agua ligera, con una potencia térmica de 3 MW. El reactor estuvo situado en Ciemat, cerca de la Universidad Complutense de Madrid. El reactor alcanzó su primera criticidad en 1958, y funcionó de manera más o menos continua hasta 1984, habiendo generado en total 2700 MWd. Su parada definitiva y el inicio del proceso de clausura se decidieron en 1987. Sus 30 elementos combustibles eran del tipo MTR con 10 placas plano-paralelas, que utilizaban U-235, enriquecido entre el 20 y el 90%.

Englobado en el proyecto de Clausura del Reactor JEN-1 se desarrollaron proyectos de I+D con el objetivo general de la adquisición de conocimientos sobre el desarrollo de técnicas necesarias para las operaciones de clausura de instalaciones nucleares. Se organizaron dos proyectos cofinanciados por la Comisión Europea³, y varios más a nivel nacional.

Las actividades específicas de la I+D incluyeron técnicas de corte, descontaminación y fusión de componentes de aluminio contaminados o activados por neutrones del núcleo del reactor JEN-1. En la continuación del proyecto europeo se adaptaron las técnicas desarrolladas inicialmente para rejilla del núcleo, bastidor de la rejilla, etc. Fundamentalmente para otros componentes de mayor espesor.

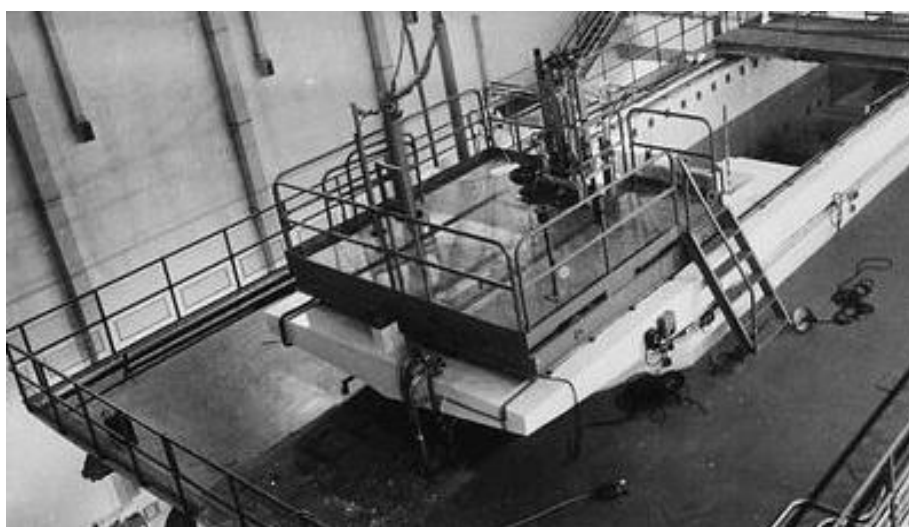


Figura 3-26: Reactor JEN-1

³ Contratos número: F12D-CT90-0023 / CT91-0062, 1990-1994.

PIMIC es el acrónimo de *Plan Integrado de Mejora de las Instalaciones del CIEMAT*. Se inició en el año 2000 a fin de modernizar las instalaciones e infraestructuras, dismantlar las instalaciones nucleares y radiactivas paradas y rehabilitar las zonas contaminadas en su centro de Madrid.

El proyecto se estructuró en dos partes, el *Proyecto de Dismantelamiento* y el *Proyecto de Rehabilitación*. Enresa participa en el primero de ellos por orden ministerial, mientras que el de Rehabilitación se está acometiendo exclusivamente por Ciemat.

Se han dismantlado cuatro edificios, y descontaminados dos áreas de terreno:

- IN-01, Edificio 11, Reactor JEN-1.
- IN-07, Edificio 53, Almacén de Residuos Líquidos.
- IR-16, Edificio 13, Acondicionamiento de Residuos Líquidos.
- IR-18, Edificio 18, la Planta Piloto de Reprocesado.
- Zona Montecillo.
- Área Lenteja.

El proyecto ha sido organizado en cuatro fases, siendo estas:

- Fase 1: Proyecto y licenciamiento, 2000 – 2006.
- Fase 2: Dismantelamiento de instalaciones, 2006 – 2009.
- Fase 3: Descontaminación de terrenos, 2010 – 2015.
- Fase 4: Gestión de materiales, 2006 – 2018.

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

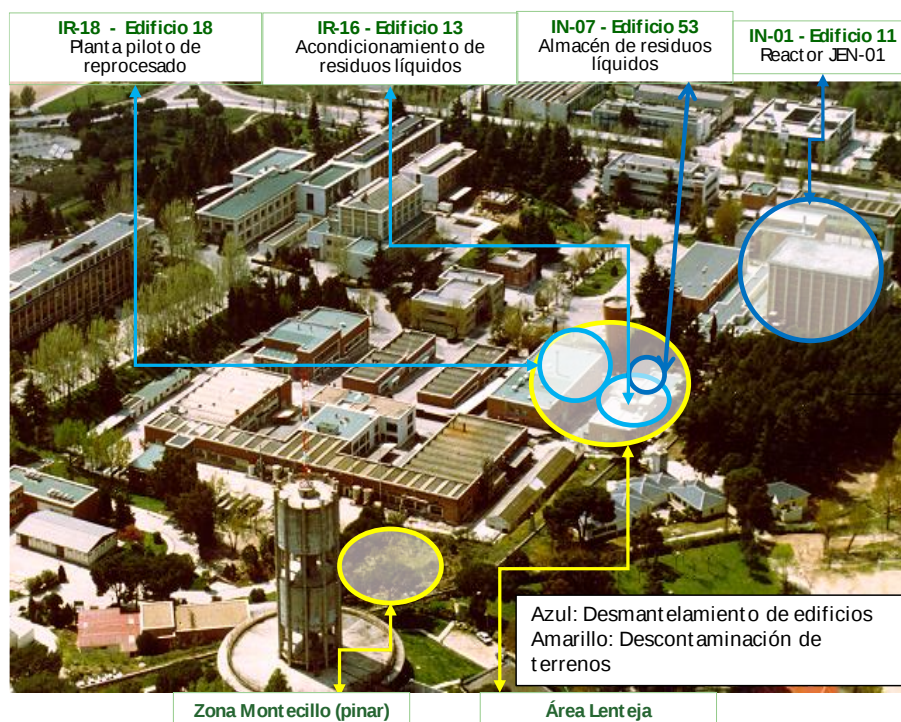


Figura 3-27: Actuaciones de Enresa en el proyecto PIMIC

En apoyo de este proyecto se desarrolló, contando con la participación de Ciemat y la Universidad Rovira i Virgili de Tarragona, un proyecto de I+D para la extracción selectiva de Cs de agua utilizando como extractante un material basado en el uso de magmoléculas. El resultado del proyecto se utilizó para la descontaminación y desclasificación de agua contaminada.

3.5.6.2 Reactores de Investigación de Barcelona y Bilbao

La Universidad Politécnica de Barcelona disponía de un reactor de investigación y docencia, el reactor Argos, en Barcelona. Fue construido entre 1960 y 1962, y comenzó a funcionar en 1963. Estuvo en funcionamiento hasta 1977.

Los principales hitos del desmantelamiento son:

- Parada definitiva en 1977.
- Retirada del combustible, 1992.
- Orden ministerial por la que se autoriza el desmantelamiento, 1998.
- Desmantelamiento, iniciado en 2001, y finalizado en 2002.
- Declaración de clausura, 2003.

En Bilbao se disponía de un segundo reactor de investigación, el reactor Arbi, en la Escuela de Ingenieros Industriales. Los hitos del desmantelamiento son:

- Parada definitiva en 1972.
- Retirada del combustible, 1992.
- Orden ministerial por la que se autoriza el desmantelamiento, 2002.
- Desmantelamiento en 2004.
- Declaración de clausura, 2005.

3.5.7 Gestión de pararrayos radiactivos y detectores iónicos de humos

Pararrayos radiactivos

Las Autoridades nacionales establecieron en junio de 1986 una norma que 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 estos cabezales y de las fuentes radiactivas que contenían, mediante su exportación para reciclado. El proceso puede darse por finalizado a todos los efectos formales, habiéndose retirado un total de 22.821 cabezales hasta el fin de 2016. No obstante, se mantiene la capacidad operativa necesaria para atender aquellos casos puntuales de existencia de algún otro pararrayos de estas características en el futuro. A lo largo de todo el proceso, no se han producido incidencias dignas de mención.

Para esta actividad se desarrolló un proyecto de I+D en 1991 consistente en un ensayo de demostración para el reciclado de pararrayos radiactivos, que se realizó en el Reino Unido.

Detectores iónicos de humos

Este tipo de detectores incorporan una pequeña fuente radiactiva. Su utilización es profusa y se estima que aún hay varios millones instalados por toda la geografía nacional.

Hasta febrero de 2005 para este tipo de aparatos resultaban en principio posibles dos formas de gestión: su entrega a Enresa en calidad de residuo radiactivo, o su gestión final por vías convencionales, siempre que el aparato cumpliera una serie de requisitos de fabricación y uso. A partir de la entrada en vigor del Real Decreto 208/2005, de 25 de febrero, sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de su residuos (que traspone al ordenamiento jurídico español la Directiva 2002/96/CE, de 27 de enero de 2003, sobre residuos de aparatos eléctricos y electrónicos, y la Directiva 2003/108/CE, de 8 de diciembre de 2003, que la modifica), se ha establecido una nueva forma de proceder para su gestión al final de la vida útil de los DIH.

En base a lo anterior, desde el año 2005, corresponde a los fabricantes y suministradores, junto con las entidades locales, en la forma en que se indica en la normativa, establecer y financiar sistemas para asegurar la gestión de las fuentes radiactivas que portan, las cuales tendrían que ser entregadas a Enresa una vez debidamente segregadas.

En el marco existente hasta el 31-12-2005, Enresa había retirado un total de unos 87.000 detectores, de los que casi la mitad fueron trasladados directamente a El Cabril, almacenándose la otra mitad en el CIEMAT, desde donde una pequeña parte que portaban fuentes de Ra-226 fueron enviados a EEUU en el verano de 2000. Las fuentes del resto fueron desmontadas en dicho Centro, tras lo cual, se trasladaron a El Cabril en su totalidad.

Desde la entrada en vigor del Real Decreto 208/2005 y hasta el 31-12-2014, Enresa ha retirado de las instalaciones de tratamiento que en él se regulan más de 270.000 pequeñas fuentes radiactivas, previamente desmontadas en las mismas, procedentes de más de 195.000 detectores recogidos por esas instalaciones.

3.6 Logística

Enresa asume la función de “remitente” en el transporte de residuos radiactivos, es decir que la transferencia de responsabilidad se efectúa cuando el vehículo ha traspasado la valla de la instalación productora. Esto es para cualquier tipo de residuo.

Esto ha exigido el desarrollo de dos tipos de acciones fundamentales, en primer lugar el establecimiento de un **sistema de inspección del 100% de los residuos**, previamente a la salida del vehículo, y en segundo lugar el desarrollo de **equipos y embalajes de transporte** adecuados para llevar a cabo las expediciones de residuos radiactivos, que por un lado permiten cumplir estrictamente la reglamentación aplicable, y por otro aportan medidas adicionales de seguridad a los transportes.

Enresa ha desarrollado más de una veintena de embalajes de transporte diferentes. El objeto de estos es el transporte de los residuos (generalmente RBMA) de los pequeños productores; están adaptados al tipo de residuo a albergar y garantizan el cumplimiento de la reglamentación vigente. Por su volumen y regularidad, los residuos de las centrales nucleares, a diferencia de los de los pequeños productores, se embalan directamente por el propio productor.

Los transportes de combustible nuclear gastado tienen además de la condición de transporte de una mercancía peligrosa, unas características físicas (gran longitud y elevada masa) que hacen necesario implementar medidas de seguridad vial adicionales por aplicación de la correspondiente reglamentación.



Figura 3-28: Contenedor de transporte para residuos de alta actividad

3.7 Otras acciones

- **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 procesamiento de materiales metálicos y controlar los residuos radiactivos que se puedan producir en el caso de que estos incidentes ocurran, en noviembre de 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. Como consecuencia de los incidentes a que se ha hecho referencia anteriormente, se han retirado por Enresa un total aproximado de 2.820 m³ de residuos radiactivos, que han sido trasladados al El Cabril.
- **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. En su contenido y mecanismos operativos se tuvo en cuenta la experiencia acumulada en el “Protocolo” anterior, con las adaptaciones necesarias a la materia. Enresa es una de las organizaciones firmantes del Protocolo Megaport, en su calidad de gestor de los residuos radiactivos generados en territorio nacional y prestador del correspondiente servicio público esencial, en nombre del Estado. Desde su entrada en vigor se ha 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 y 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.

- **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, ciertas pinturas, etc.) utilizan materias primas con radiactividad natural (bajo contenido), y general materiales residuales que contienen esos radionucleidos. Existen normas europeas y españolas que exigen un cierto control sobre estos subproductos. Eventualmente Enresa, si se superan ciertos valores de concentración de actividad habría de hacerse cargo de su gestión.

4 Plan de acción para los próximos años

De cara al futuro se consideran los siguientes puntos de acción en los que se plantearán actividades de I+D:

- Inventario nacional de residuos radiactivos.
- Plan de gestión de vida de las instalaciones nucleares: C.A. El Cabril, ATIs, ATC.
- Plan de acción para la gestión de los residuos radiactivos de media, baja y muy baja actividad.
- Plan de acción para la gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad.
- Plan de acción para el desmantelamiento, clausura y restauraciones.
- Plan de acción para los centros tecnológicos: del ATC y Mestral.
- Plan de acción en logística.
- Otras actuaciones.
- Gestión del conocimiento.

4.1 Inventario

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. Para tener en cuenta 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. Este Inventario 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.

Por tanto, 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 generar. Este Inventario Nacional se revisará en profundidad, reevaluando las hipótesis de generación futura, cada 3 años, salvo que se produjera alguna necesidad de recalcularlo como sucedería si hubiera una variación importante respecto de las hipótesis de partida.

Habrà un nuevo documento con el inventario revisado en profundidad con fecha de cierre 31 de diciembre de 2018, a 31 de diciembre de 2021 y así sucesivamente cada tres años desde esa fecha. Se preparan informes de actualización por tipo de residuo con una periodicidad anual.

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.

4.2 Plan de gestión de vida de las instalaciones nucleares

Un programa de gestión de vida durante la explotación se establece para la identificación de los mecanismos de degradación y envejecimiento 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.

En la gestión de residuos radiactivos el plan de gestión de vida se aplica a las instalaciones para la gestión y almacenamiento de residuos radiactivos, así como de los sistemas de transporte y/o almacenamiento de dichos residuos. Dicho plan de gestión de vida debe tener en cuenta el paso del tiempo y la durabilidad de las barreras de aislamiento y confinamiento de los residuos, con el objetivo final de realizar una correcta gestión del envejecimiento de las mismas.

El objetivo de los estudios 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.

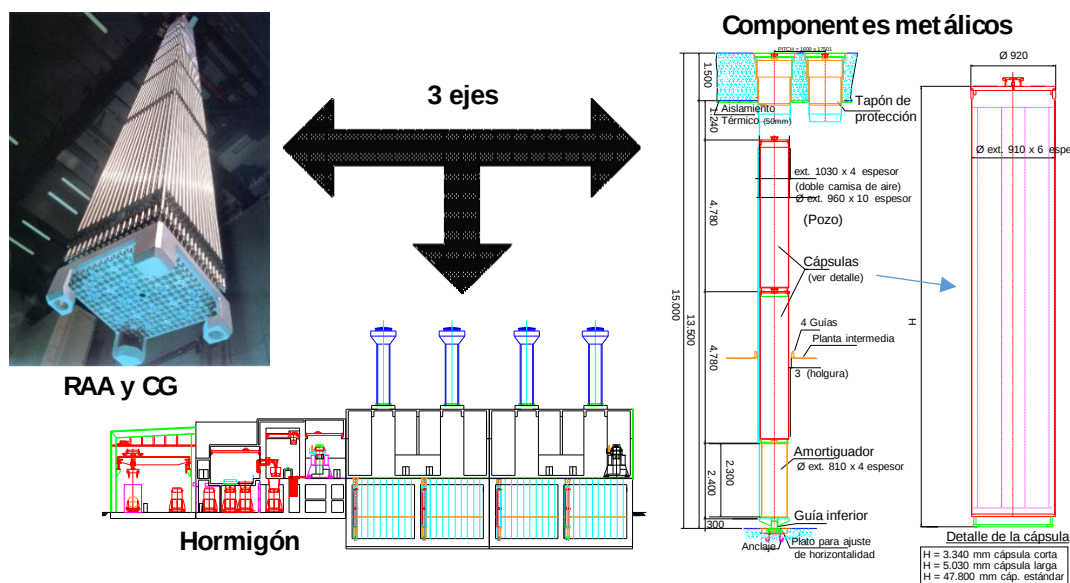


Figura 4-1: Plan de gestión de vida del ATC

4.2.1 Centro de Almacenamiento 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, 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 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 un periodo de tiempo para el que se estime que las barreras de ingeniería pueden mantener sus propiedades, duración que para el C.A. El Cabril se considera al menos 300 años tras el cierre y disposición de la cobertura definitiva.

De esta manera, es esencial mantener los objetivos de calidad y de duración 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.

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 Almacén Temporal Centralizado

En el caso de instalaciones como el ATC se presentan potenciales opciones de mejora 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 combustible gastado y residuos de alta actividad).
- El comportamiento y mecanismos de degradación de los materiales de blindaje.
- El comportamiento y mecanismos de degradación de los sistemas de confinamiento.
- El comportamiento de los sistemas de evacuación de calor.
- El comportamiento y mecanismos de degradación de los materiales para el control de criticidad.
- El comportamiento de los equipos y sistemas de manejo, para garantizar que están operativos al final de la vida útil de la instalación de modo que se permita la recuperabilidad de los residuos.
- El comportamiento de los sistemas de monitorización de las variables que intervienen en aquellos procesos que puedan actuar sobre las funciones de seguridad de las estructuras, sistemas y componentes.
- 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 de blindaje y confinamiento.

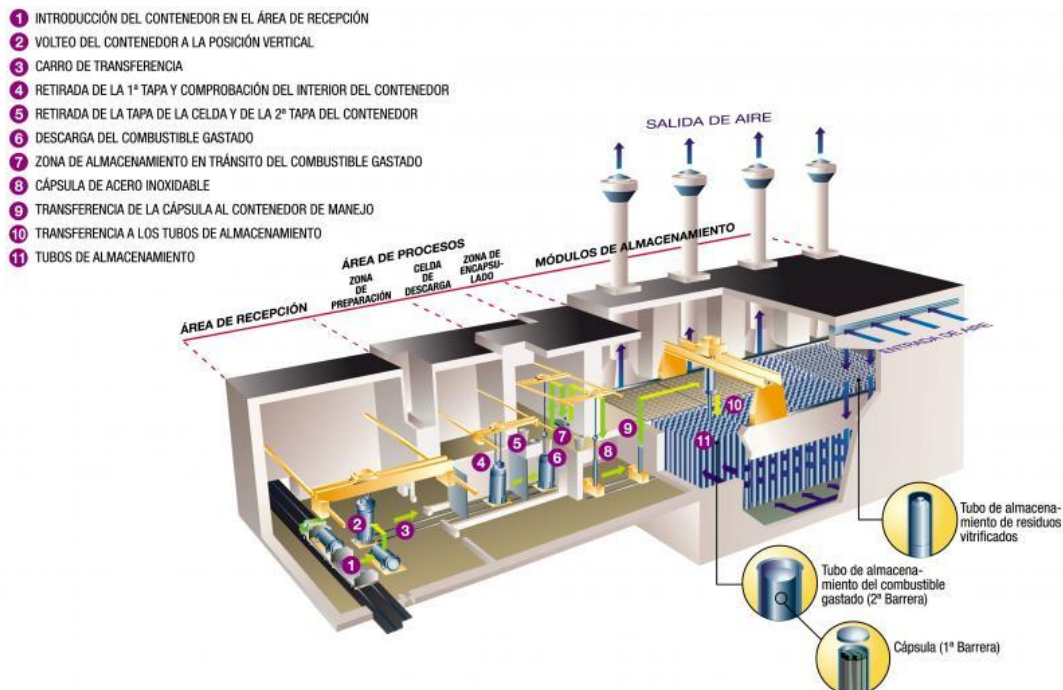


Figura 4-2: Diseño conceptual de operación en el ATC

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, necesario es el estudio del comportamiento de los grandes equipos y componentes que intervienen en el proceso de gestión y almacenamiento del residuo.

En relación al hormigón, para el caso específico del ATC, 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.

En relación al acero inoxidable, con el que se fabrican los pozos y 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, inducido principalmente por iones cloruro, el cual supone el mayor riesgo potencial para la conservación de la integridad del elemento. En el caso particular del ATC, si apareciera, se considera que este fenómeno podría producirse en la superficie exterior de los tubos, ya que entre la pared interior de los tubos y la cápsula hay una atmósfera inerte sin humedad. Es por lo que se considera conveniente profundizar en el conocimiento de este fenómeno.

En relación a los materiales de la cápsula, además del acero, existen una serie de componentes internos de aluminio, cuyo mecanismo de degradación más significativo podría ser la fluencia del material debido a altas temperaturas. Esta fluencia, de existir, podría afectar al fenómeno de conducción térmica a través del aluminio y, con ello, a la evacuación del calor. Adicionalmente, podría provocar ciertos problemas de deformación del material que podrían condicionar la recuperabilidad del combustible en fases posteriores de gestión.

4.3 Plan de acción en relación con la gestión de los residuos de media y baja actividad

La continuación de la gestión de los residuos RBMA y RBBA sigue siendo prioritario. A pesar de tener ya un sistema moderno y actualizado para la gestión de este tipo de residuos, la aparición de nuevas corrientes de residuos procedentes del desmantelamiento y la necesidad de aumentar las capacidades de almacenamiento en el C.A. El Cabril, junto con la optimización de los procesos operativos, sigue siendo un reto para Enresa.

En relación con las actividades referidas al almacenamiento definitivo tales como la caracterización de los residuos, los métodos y técnicas de conocimiento del comportamiento del sistema de almacenamiento y la evaluación de su seguridad, cabe destacar las siguientes líneas de actuación:

- Mejora continua en el conocimiento del residuo y de las técnicas de caracterización de residuos sobre todo en lo referente a radionúclidos de vida larga y muy bajas concentraciones, mediante técnicas avanzadas (aceleradores de partículas, nuevas técnicas radioquímicas), así como la mejora de las técnicas para establecer y verificar los criterios de aceptación de los residuos.
- Mantenimiento de las actividades de reducción de volumen con objeto de optimizar la capacidad de almacenamiento, complementándose con la mejora de tecnologías de desclasificación y segregación de residuos en conexión con las actividades de desmantelamiento.

- Continuación de las actividades propias e internacionales para la gestión del grafito.
- Mantenimiento y mejora de las líneas de estructuras de almacenamiento y diseño de futuras capas de cobertura.
- Monitorización del emplazamiento, mejorando tanto las tecnologías de adquisición de datos como de su transmisión, almacenaje, verificación y análisis.
- Mejora y adaptación de los modelos numéricos explicativos del funcionamiento de las barreras de ingeniería y del emplazamiento, extendiendo dichos modelos a otras áreas, no ocupadas actualmente por celdas de almacenamiento pero que son potenciales zonas de ocupación.

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

La gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad puede comprender dos etapas de almacenamiento temporal antes de poder ser dispuesto definitivamente en un repositorio geológico, el denominado Almacén Geológico Profundo (AGP). Una primera etapa de almacenamiento en húmedo, en las propias piscinas de las centrales nucleares y otra etapa de almacenamiento opcional en seco, en una o varias instalaciones (ATIs, ATC) dependiendo de la estrategia de gestión seleccionada. Cada una de estas instalaciones requiere de planes de acción independientes, aunque se busca el mayor grado de compatibilidad entre ellas y sus componentes.

Además de las actividades asociadas a cada una de ellas se plantea una línea de acción que es de aplicación tanto para el diseño de las instalaciones citadas, como para sus programas de operación y los estudios de seguridad, que es el estudio del residuo, su inventario, caracterización, y comportamiento en condiciones de almacenamiento en seco y a largo plazo en las condiciones de un AGP. Se consideran por un lado estudios aplicados a partes de los elementos de combustible como las pastillas de combustible, o a vainas, etc, y por otro al conjunto compuesto por elementos de combustible en un contenedor o cápsula de transporte y/o almacenamiento.

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 combustible gastado, así como de los residuos de alta actividad (incluyendo residuos especiales 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.

Son áreas de interés general sobre los residuos de alta actividad y combustible gastado:

- La caracterización del combustible irradiado, tanto en origen como en la instalación ATC. Es necesario indicar que los objetivos de la caracterización en ambos casos son diferentes, ni siguen la misma metodología. Se consideran todos los tipos de combustibles empleados en las centrales españolas. Los nuevos combustibles resistentes a accidentes podrán ser igualmente estudiados aun siendo las probabilidades de usarse en España son bajas, por los largos plazos necesarios hasta su uso comercial, aunque, pudiera ser posible que se realicen pruebas de algunos elementos en CCNN españolas.
- 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 centrales nucleares 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 y transporte.
- 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 de las siguientes áreas:

- Desarrollo de sistemas de inspección de combustible gastado en los procesos del ATC, en particular en la celda de descarga. Incluye un sistema de detección e identificación del combustible dañado, en el área de preparación o en la celda de descarga del ATC, así como un sistema de inspección y visualización para la determinación del estado del combustible en el momento de su descarga en la celda.
- Análisis del comportamiento del combustible dañado durante los procesos de descarga en el ATC. Adquiere especial relevancia el estudio del fenómeno de oxidación del combustible dañado, expuesto a una atmósfera no inerte.
- Desarrollo de tecnologías para la reparación de un sistema de almacenamiento o transporte, fuente o elemento combustible dañado en las instalaciones del ATC. Es

necesario que el ATC esté diseñado para atender determinadas situaciones excepcionales no previstas, como la de recepción de un contenedor con sus funciones de seguridad degradadas, la llegada de un elemento combustible dañado no encapsulado o la de pérdida de confinamiento de un bulto de almacenamiento de residuos o de una fuente.

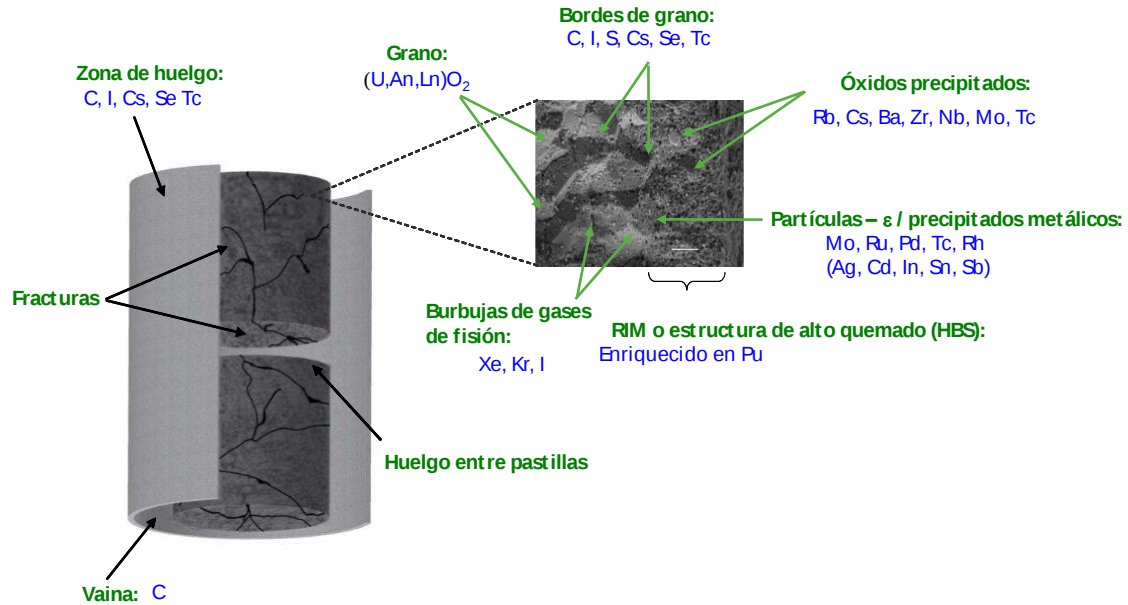


Figura 4-3: Localización de isótopos en las distintas zonas de un combustible nuclear gastado

4.4.2 Plan de acción para el almacén temporal centralizado

El licenciamiento para la obtención de la Autorización de Emplazamiento del ATC y la posterior construcción, puesta en marcha y explotación, es todo un reto tecnológico que requiere, entre otros aspectos, de importantes esfuerzos de innovación. Dichos esfuerzos se prevé que irán orientados a los siguientes temas:

- Diseño
- Cápsulas (ligado también con el Plan de acción del AGP)
- Emplazamiento
- Materiales
- Tecnologías para el desarrollo de los procesos del ATC
- Gestión futura de los residuos almacenados y generados en el ATC
- Vigilancia radiológica ambiental
- Análisis de accidentes y evaluaciones de seguridad
- Factores Humanos
- Formación y entrenamiento
- Más allá de bases de diseño

- Ciberseguridad

Diseño (excepto las cápsulas)

Cuando se hayan finalizado las actividades de diseño para la obtención de la autorización de construcción de la instalación, centradas fundamentalmente en el diseño estructural de los edificios, el proyecto se centrará en el *diseño de detalle*. Así, resulta necesario el desarrollo de proyectos vinculados al diseño de determinados equipos, sistemas y componentes de la celda de descarga.

Cápsulas

En la actualidad, Enresa está acometiendo un proyecto de I+D sobre las cápsulas a gestionar en la instalación ATC. En dicho proyecto se incluyen dos tipologías de cápsulas diferentes:

- “*Cápsula ATC*”. Esta cápsula será cargada y acondicionada directamente en el ATC, tras la descarga del combustible desde el contenedor de transporte acoplado a la Celda de Descarga del Edificio de Procesos.
- “*Cápsula origen*”. A diferencia del caso anterior, estas cápsulas serán cargadas y acondicionadas directamente en origen, es decir, en las centrales nucleares, para poder acometer la gestión del combustible clasificado como dañado.

En este proyecto se desarrollará un diseño preliminar de la “cápsula ATC” y un diseño conceptual de la “cápsula origen” así como de su sistema de transporte asociado. Como parte del alcance de este proyecto, se realizará un estudio de implicaciones de incorporar los criterios del AGP en la “cápsula origen” por considerarse, por parte de Enresa, requisito imprescindible garantizar esta compatibilidad en aquellas cápsulas que vayan a ser cargadas con combustible dañado.

Una vez concluido el estudio anterior, se procederá a acometer el diseño de detalle de ambas tipologías de cápsulas. El objetivo de Enresa es garantizar la compatibilidad de ambas tipologías de cápsulas tanto con los requisitos que garanticen su transportabilidad como con los requisitos impuestos por la siguiente etapa de gestión y almacenamiento (AGP).

Emplazamiento

Las anteriores fases de licenciamiento del ATC han puesto de manifiesto la importancia de conocer el comportamiento del medio en el que se pretende construir la instalación, tanto a escala local como a escala de detalle (en la zona de cimentación de los edificios nucleares), durante las distintas etapas del proyecto. Así, Enresa ha trabajado en el desarrollo de modelos de flujo y transporte de radionucleidos, modelos para la predicción del comportamiento hidrogeológico del medio y de otros modelos acoplados que tienen en cuenta otras variables como la climatología, la hidrología superficial, la química del agua y del suelo, el comportamiento geotécnico del terreno, etc., a lo largo de la vida útil de la instalación. Estos modelos permiten conocer los cambios que podrían ser previsibles en el medio desde dos puntos de vista:

- La protección radiológica, de modo que se comprendan cuáles son los mecanismos de migración de radionucleidos en las principales vías de exposición a la radiación (aire y agua)

- La seguridad estructural, de modo que se entiendan los efectos de la interacción suelo-estructura de los edificios proyectados en este emplazamiento.

Dichos modelos se alimentan de información procedente de las distintas campañas de caracterización de emplazamiento. Teniendo en cuenta que la toma de datos es una actividad que se realiza de manera continua, resulta conveniente trabajar en la mejora y actualización de dichos modelos y comprobar que se mantienen los resultados dentro de los márgenes establecidos.

Materiales

La selección de los mejores materiales para la construcción de los edificios del ATC y para la fabricación de los distintos sistemas, equipos y componentes, resulta clave para el proyecto. Se deben atender altos estándares de calidad en la selección de los mismos y, al mismo tiempo, es necesario garantizar la durabilidad de dichos materiales en las condiciones a las que van a estar expuestos. El estudio de materiales para el ATC estará obligatoriamente centrado en el análisis del hormigón estructural para la construcción de los edificios nucleares y en la investigación de métodos de fabricación de los de los principales equipos, sistemas y componentes de la instalación (normalmente acero y aluminio).

Enresa ha trabajado en etapas anteriores en la definición de aquellas dosificaciones de hormigón que cumplirían con los requisitos normativos y de proyecto. Por otro lado, se ha terminado el diseño de los edificios clasificados como RS y RV, de modo que se conocen las características y dimensiones de los distintos elementos estructurales (principalmente losas y muros). Estos elementos estructurales presentan la singularidad de contar con elevado espesor, de modo que determinados muros y losas de la instalación podrían llegar a tener de 1,5 a 2,5m o incluso aún mayor espesor. La puesta en obra de elementos de hormigón armado de gran espesor, como es el caso que nos ocupa, conlleva determinados riesgos asociados a las elevadas temperaturas que se podrían alcanzar en el elemento durante el fraguado del hormigón o a determinados gradientes de temperatura que podrían dar lugar a fisuraciones.

El exceso de calor o un inadecuado proceso de curado térmico podría dar lugar a la generación de etringita diferida, fenómeno que provoca la expansión de la masa de hormigón y por tanto su fisuración. Esta fisuración de origen químico se suma a la que se genera, de por sí, debida al gradiente térmico entre el interior de la masa de hormigón y la temperatura exterior ambiente en superficie. Dicha fisuración compromete la durabilidad del elemento estructural y, a su vez, podría comprometer la funcionalidad de blindaje y confinamiento estático (en su caso).

Por tanto, una vez diseñadas las estructuras y conocidas las dosificaciones de hormigón de partida que se consideran más adecuadas para esta instalación, resulta necesario avanzar en el estudio de métodos de construcción y seguimiento de ejecución de los edificios proyectados. De dicho estudio se podrán obtener determinadas recomendaciones o prescripciones técnicas, que potencien la correcta ejecución de la obra civil de esta instalación nuclear.

Por otro lado, los resultados obtenidos del estudio los métodos de construcción y/o los que sean consecuencia de los trabajos realizados en materia de gestión de vida de los hormigones del ATC, podrían recomendar la introducción de determinadas modificaciones sobre las dosificaciones inicialmente seleccionadas. Consecuencia de ello, podría ser necesario conciliar la formulación del hormigón del ATC con los requisitos que, en su caso, hubiera impuesto la gestión de vida y el estudio de puesta en obra del hormigón.

Asimismo, en relación a los materiales metálicos, se pretende avanzar en el estudio de los procesos de fabricación de los principales equipos, sistemas y componentes del ATC.

Tal y como se ha mencionado anteriormente, el principal mecanismo de degradación que podría afectar a los pozos de almacenamiento de combustible gastado del ATC es el agrietamiento por corrosión bajo tensión del acero, principalmente inducidos por cloruros. Es bien sabido que determinados factores relacionados con el material pueden influir en la aparición y desarrollo de este fenómeno: la selección del tipo de acero, la sensibilización del material, la aparición de tensiones residuales en el material (consecuencia, por ejemplo, de operaciones de amolado, o del elevado nivel de trabajo en frío, la formación de resquicios), etc. De aquí la necesidad de evaluar el diseño de los pozos, así como sus procesos de fabricación, para determinar cuáles son los materiales más adecuados y cómo deben ser fabricados, para minimizar el riesgo de degradación del material debido a este fenómeno.

La necesidad de hacer este tipo de estudio para otros elementos estructurales metálicos o equipos singulares presentes en el ATC está basada en los mismos motivos que se han argumentado para el caso de los pozos de almacenamiento. De este modo, sería necesario avanzar en el estudio de los procesos de fabricación de dichos elementos, con el mismo objetivo de minimizar el riesgo de degradación por corrosión bajo tensión.

Tecnologías para el desarrollo de los procesos del ATC

El ATC resulta ser una instalación muy singular debido a los procesos que se pretenden llevar a cabo para la descarga y almacenamiento de combustible gastado. Esto implica la necesidad de estudiar la aplicación de las tecnologías que ofrezca la industria a las condiciones propias del ATC, optimizar todo aquello que ofrezca el mercado y que esté probado, e innovar en el desarrollo de determinados sistemas, equipos y componentes que serán finalmente únicos en el ATC. Se considerarán los siguientes aspectos:

- Automatización y robótica.
- Sistemas de almacenamiento
- Sistemas de transporte en el ATC.
- Sistemas de descontaminación de piezas y gestión de residuos operacionales.
- Control con visión remota utilizando cámaras de televisión en circuito cerrado.
- Monitorización.
- Adaptación de soluciones tecnológicas en el mercado para otros usos (tecnología EMAT para la inspección de la soldadura de la cápsula, termografía, fibra óptica, cámaras gamma, etc).
- Gestión de emergencias.

Gestión futura de los residuos almacenados y generados en el ATC

Entre las investigaciones pendientes destaca la determinación de la compatibilidad de las cápsulas de almacenamiento del ATC con el AGP; viabilidad de realizar todas las operaciones previas al hipotético transporte de las cápsulas de combustible gastado del ATC, con especial énfasis en las operaciones de volteo y comportamiento de los materiales de la misma en

posición horizontal. O bien, asegurar que el combustible puede recuperarse en condiciones de seguridad y depositarse en un contenedor de transporte para llevarlos a la instalación de almacenamiento definitivo AGP, donde se realizarían las necesarias operaciones de manejo y encapsulado.

Vigilancia radiológica ambiental

Análisis del comportamiento a largo plazo de los radionúclidos en los compartimentos específicos de almacenamiento.

Análisis de accidentes y evaluaciones de seguridad

En este campo resulta necesario avanzar en el estudio de los siguientes aspectos: desarrollo de una metodología para la elaboración de un Análisis Integrado de Seguridad; y en aplicabilidad de la aproximación graduada.

Factores Humanos

En este campo resulta necesario avanzar en el estudio de modelos sobre la **experiencia operativa** y los **sistemas sociotécnicos** en la seguridad de la instalación ATC.

Formación y entrenamiento

Se propone investigar sobre cuáles son las capacidades que ofrecería un gemelo digital de la instalación para poder llevar a cabo operaciones de formación y entrenamiento de dicho personal para el mantenimiento y operación durante las distintas situaciones de funcionamiento: situación normal, anormal o de emergencia.

Más allá de bases de diseño

Son actividades derivadas del accidente de Fukushima y de la normativa posteriormente emitida. Abarca aspectos como desarrollo de metodologías para el análisis de incendios; desarrollo de metodologías para el análisis de explosiones; desarrollo de metodologías para el análisis de las dosis proyectadas; desarrollo de una metodología de cálculo de liberaciones de efluentes gaseosos al exterior que permita deducir los factores de retención de radionucleidos; etc.

Ciberseguridad

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 las instalaciones.

4.4.3 Plan de acción para los ATIs

En varios casos se ha visto la necesidad de actuaciones para disponer de una capacidad de almacenamiento en seco adicional a la de las piscinas, como ya se expuso en el apartado 3.3, sin embargo, no se prevé la necesidad de realizar I+D específica para su construcción y operación durante los próximos años.

Se ha planteado un proyecto de oportunidad consistente en un programa de I+D para evaluar el comportamiento de sensores en condiciones de temperatura y radiación realistas. Para ello se utilizarían los contenedores HI-STORM del ATI de la central nuclear de José Cabrera (Figura 4-4).



Figura 4-4: Vista general del ATI de la central nuclear José Cabrera

4.4.4 Plan de acción para el AGP

El plan de acción en almacenamiento definitivo en un repositorio geológico profundo dejó de ser prioritario en los planes de Enresa como quedó reflejado en el 6º Plan General de Residuos Radiactivos, de 2006, actualmente en vigor, y por tanto la actividad en esta línea estratégica quedó muy reducida. La prioridad pasó al proyecto ATC que, en cualquier caso, es un paso previo al AGP. La clasificación del proyecto AGP como de muy baja prioridad cambió cuando se publicó la Directiva 2011/70 de Euratom del Consejo Europeo, pues establece que los países miembro deben establecer una estrategia de gestión a largo plazo, lo que incluye el almacenamiento definitivo de los residuos de alta actividad y el combustible gastado.

Además, la misión Artemis⁴ del OIEA realizada a España en otoño de 2018 en su informe definitivo incluyó tres recomendaciones acerca de la reactivación de los planes de almacenamiento geológico profundo dirigidos al Gobierno, al CSN y a Enresa respectivamente. El referido a Enresa señala que se debe completar de manera proactiva el establecimiento de las bases técnicas del programa AGP, en particular el proceso de selección de emplazamiento, y definir los hitos principales con los plazos propuestos.

⁴ ARTEMIS es un servicio desarrollado por el OIEA para la revisión integrada de los programas de gestión de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado, desmantelamiento y remediación. Las revisiones ARTEMIS cubren residuos radioactivos y gestión del combustible gastado, control de las descargas de radionúclidos al medio ambiente, desmantelamiento de instalaciones nucleares, y

- Remediación de sitios contaminados por materiales radioactivos.

El punto de partida sobre los conocimientos, tecnologías y experiencia adquiridos respecto de la gestión definitiva de RAA y CG hasta que el Plan de Alta (denominación del proyecto de almacenamiento geológico profundo) quedó parado se recopilaron en una serie de informes en 2004 (salvo uno respecto de toma de decisiones, que se hizo en 2009) que enviaron en enero de 2013 al ministerio de tutela de Enresa. Estos documentos fueron (ver Figura 4-5):

- **Opciones de gestión de los combustibles irradiados y residuos de alta actividad.** Este informe describe las características, condicionantes y requisitos de gestión del combustible irradiado, 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 primero en el campo de la separación de radionucleidos y posteriormente de los principales proyectos de sistemas transmutadores. 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,** y una segunda serie sobre **Almacenamiento en formaciones graníticas.** Describen e integran los resultados obtenidos por Enresa en lo referente a la "Selección de emplazamiento", "Diseños genéricos de repositorio y "Evaluaciones de Seguridad Asociadas" como elementos fundamentales de la gestión final del combustible. 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 arcillosas y graníticas, que fueron las que se consideraron más adecuadas desde el punto de vista técnico, de seguridad y de costes.
- **Experiencias de toma de decisiones sobre gestión de combustible gastado y residuos de alta actividad 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 AEN, con el objeto de poder inferir mecanismos de decisión de utilidad para iniciativas futuras de las autoridades españolas. Un primer borrador fue enviado en noviembre de 2009, adjuntando ahora una versión actualizada.



Figura 4-5: Portadas de los documentos recopilatorios del Plan de Alta enviados en 2003 al ministerio de tutela

En 2013 se preparó un plan tentativo para el desarrollo del AGP que incluyó una serie de hitos que llegaban hasta la operación normal del repositorio a final de la década de los sesenta del presente siglo. Estos hitos se incluyeron en el **7º Plan de I+D de Enresa, 2014 – 2018**, y en el **Sexto Informe Nacional de Convención Conjunta**⁵ de octubre de 2017, y se han dado a conocer en diferentes foros (OIEA, AEN, plataforma de I+D europea IGD-TP sobre almacenes geológicos profundos, etc). Son los siguientes:

- Etapa 1ª: actualización del conocimiento.
- Etapa 2ª: evaluación de información y orientación de futuras etapas.
- Etapa 3ª: proceso de selección del emplazamiento.
- Etapa 4ª: análisis de los emplazamientos candidatos.
- Etapa 5ª: caracterización del emplazamiento y verificación de su idoneidad.
- Etapa 6ª: licenciamiento y construcción.
- Etapa 7ª: operación inicial.
- Etapa 8ª: operación normal.

Las etapas han de reevaluarse dentro del ámbito temporal del presente plan de I+D y completarse incluyendo además de los aspectos técnicos, medioambientales, y sociales, las interrelaciones formales con las administraciones (local, autonómica y central) y otras autoridades competentes.

⁵ “Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos. Sexto Informe Nacional”. Octubre 2017.

La Comisión Europea ha realizado un análisis de los informes nacionales presentados para dar cumplimiento a lo dispuesto en la directiva citada, y preparado un informe al Parlamento Europeo en el que se muestran las fechas de comienzo de operación de cada AGP nacional. Se puede comprobar en la Figura 4-6 la diferencia en el estado de grado de desarrollo de los AGPs europeos, y cómo el 50% podrían comenzar a operar en la década de los 60.



Figura 4-6: Fecha prevista para que empiecen a funcionar las instalaciones de almacenamiento geológico profundo en países de la Unión Europea

La definición y contenido de cada una de las etapas quedó definida como sigue:

Etapas 1: Actualización del conocimiento

Durante esta etapa se recopilarán y analizarán las tecnologías disponibles a partir de los documentos previamente elaborados, como los que resulten de la implantación del ATC, considerando, además, los desarrollos de los programas internacionales de I+D asociados a las plataformas del Programa Marco de la Unión Europea, así como los programas más avanzados, tanto en los aspectos técnicos, como en los sociológicos.

Al final de esta etapa Enresa presentará un informe detallado que incluirá el estado de la información desarrollada, las capacidades disponibles, una propuesta de proceso de designación del emplazamiento y la información de base para el planteamiento de dicho proceso.

Etapas 2: Evaluación del informe presentado

En esta etapa el Gobierno analizará la información presentada y orientará las etapas siguientes en función de la valoración realizada, en especial en lo que se refiere al proceso de designación del emplazamiento.

Etapas 3: Proceso de designación del emplazamiento

A partir de la valoración del Gobierno se elaborará el procedimiento de elección de emplazamientos candidatos, considerando no sólo los requisitos técnicos, sino también las actuaciones necesarias para la información pública general y la participación ciudadana y de los agentes y estamentos concernidos. A continuación, se pondría en práctica el procedimiento y, a la vista de los resultados, se tomarían las decisiones sobre los pasos siguientes. Los resultados de esta etapa no son predecibles a priori, por lo que el procedimiento debe ser suficientemente flexible y reversible, de modo que se permita reformularlo, de acuerdo con la situación, si fuese necesario.

En su caso, al final de esta etapa se dispondría de un inventario de emplazamientos candidatos, que serían analizados en detalle en la etapa siguiente.

Etapas 4: Análisis de los emplazamientos candidatos y selección del candidato definitivo

Esta etapa requerirá trabajos preliminares de caracterización de los distintos emplazamientos candidatos, aplicando diferentes tecnologías desde superficie (geofísica, sondeos, geología, geoquímica, etc.). La evaluación de sus resultados permitirá analizar la viabilidad de dichos emplazamientos y proponer el emplazamiento candidato.

Etapas 5: Caracterización del emplazamiento y verificación de su idoneidad

Tras la designación del emplazamiento seleccionado, durante esta etapa se realizará la caracterización detallada, incluyendo la construcción de un laboratorio subterráneo en el que se instalarían los dispositivos de ensayo en profundidad que se necesiten para verificar su idoneidad.

Con la información disponible de la caracterización del emplazamiento y verificación de los componentes más importantes se elaboraría el diseño detallado de la instalación y los correspondientes estudios de seguridad y de impacto ambiental.

Etapas 6: Licenciamiento y construcción

En esta etapa se solicitarían las autorizaciones necesarias, se aportaría la información adicional que se requiriese y se procedería al aprovisionamiento de equipamientos y a la ejecución material de la instalación. En paralelo se continuarían la toma de datos de ensayos a largo plazo para reforzar las bases de diseño y soportar el licenciamiento de la puesta en marcha.

Opcionalmente, se construirá una instalación piloto de demostración para la verificación de los principales componentes y procesos del sistema de la barrera de ingeniería de la instalación.

Etapas 7: Operación inicial

En esta fase se comenzaría a almacenar CG y RAA en la instalación, considerando una primera etapa de pruebas, con una duración aproximada de cinco años.

Etapas 8: Operación normal

Una vez superada la etapa de operación inicial o en pruebas, se pasaría a una fase de operación normal, hasta completar su llenado y posterior sellado.

Planes para el periodo posterior a la vida operativa del AGP

Según la regulación actual, una vez que se vaya agotando la capacidad de almacenamiento del AGP, Enresa deberá solicitar la correspondiente "Autorización de desmantelamiento y cierre". Con ella se pueden iniciar los trabajos finales necesarios para garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, así como las actividades de desmantelamiento de instalaciones auxiliares, llegando finalmente a la delimitación de las áreas que deban ser objeto del control y de la vigilancia específica, durante un periodo de tiempo determinado, y la liberación del control de las restantes áreas del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento y cierre terminará en una declaración de cierre emitida por las autoridades

competentes. Si no se producen en el futuro cambios de responsabilidades, Enresa, en su condición de medio propio al servicio de la Administración para la gestión de los residuos radiactivos, será la encargada de llevar a cabo el control y vigilancia de esta instalación, una vez que se haya procedido a su cierre.

Enresa ha creado, en 2017, un **grupo de trabajo para desarrollar un plan de actuación** respecto del proyecto AGP que está formado por personal técnico de Enresa de los departamentos técnicos relevantes para su preparación. La actualización del conocimiento se hará considerando dos períodos: :

Periodo 1 (2018 – 2020)

Se hará una recopilación y análisis de las tecnologías disponibles a partir de los documentos previamente elaborados, como los que resulten de la implantación del ATC, considerando, además, los desarrollos de los programas internacionales de I+D asociados a las plataformas del Programa Marco de la Unión Europea, así como los programas más avanzados, tanto en los aspectos técnicos, como en los sociológicos.

Objetivo de este período es presentar un informe detallado que incluirá el estado de la información desarrollada y las capacidades disponibles con el contenido siguiente: propuestas de metodología de evaluación del emplazamiento y de proceso de designación del emplazamiento; diseño conceptual genérico; situación de los desarrollos alcanzados en las áreas de interés definidas (aspectos de investigación; conocimiento y tecnologías; evaluaciones de seguridad y desarrollo de marcos regulador y normativo).

Se han definido seis informes temáticos:

- Diseño e ingeniería del AGP – Arcilla.
- Conocimientos en las evaluaciones de seguridad del AGP – Arcilla.
- Diseño e ingeniería del AGP – Granito.
- Conocimientos en las evaluaciones de seguridad del AGP – Granito.
- Metodologías para la evaluación de emplazamientos.
- Marco regulador y normativo.

Periodo 2 (2020 – 2025)

En él se elaborarán

- Informes de situación de los desarrollos alcanzados en las áreas de interés definidas, como consecuencia de los desarrollos propios realizados, así como de la participación en proyectos y asistencia a conferencias y reuniones internacionales: aspectos de investigación; evaluaciones de seguridad; y desarrollo de marcos regulador y normativo.
- Actualización de la propuesta de metodología de evaluación del emplazamiento. Teniendo como base los desarrollos propios y las referencias internacionales.
- Elaboración de la documentación para la licitación de los trabajos de ingeniería para la revisión y actualización de los diseños genéricos elaborados en arcilla y granito.

- Realización de la revisión y actualización de los diseños genéricos en arcilla y granito.
- Elaboración de la documentación para la licitación de los trabajos de ingeniería para el desarrollo de un anteproyecto de construcción basado en el diseño conceptual genérico elaborado.

Los programas de este plan de acción se irán definiendo por periodos de dos años, estableciéndose la programación de detalle de los mismos durante el segundo semestre del segundo año, por tanto, la siguiente planificación se establecerá en el segundo semestre del año 2019.

Se seguirá participando en proyectos de carácter internacional de interés en los que se desarrollan aspectos científicos y tecnológicos necesarios para la implementación de un almacén geológico profundo.

4.5 Plan de acción para desmantelamiento, clausura y restauraciones

4.5.1 Centrales nucleares

Enresa debe comenzar a preparar los proyectos de desmantelamiento de las centrales nucleares una vez éstas hayan comunicado su decisión de parar definitivamente y de no solicitar una extensión de vida. La experiencia ganada apunta a que se necesitan unos seis años para el vaciado de piscinas, las actividades preparatorias del desmantelamiento y obtener la transferencia de titularidad. Posteriormente la duración del desmantelamiento total se puede estimar en una década.

Considerando estas reflexiones, para los próximos cinco años la previsión es actuar solamente en tres centrales nucleares Vandellós I, José Cabrera, y Santa María de Garoña. Sobre el resto de las centrales se prevé continuar solamente con los estudios de costes y de inventarios de residuos, a fin de tener información siempre actualizada. Se tendrá en cuenta lo estipulado en el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021 – 2030, remitido a la Comisión Europea en febrero de 2019, en versión borrador para comentarios.

En lo que se refiere a la **instalación nuclear Vandellós I** es una instalación pasiva, que permanecerá de este modo durante el periodo de latencia (25 años) hasta que se acometa el desmantelamiento total de la misma prevista no antes de 2030.

La instalación en latencia de Vandellós I requiere necesidades mínimas de operación ya que los parámetros a vigilar son de lenta evolución y no requieren ningún tipo de intervención inmediata. Las actividades previstas durante la latencia de Vandellós I tienen las siguientes líneas:

- Optimizar la vigilancia del cajón como consecuencia del análisis de los resultados de los parámetros vigilados hasta la fecha. Se han estudiado nuevos equipos de medida y se prevé implementarlos a lo largo de 2019.
- Seguimiento y análisis de posibles vías de gestión del grafito irradiado y participación en programas de I+D internacionales. La estrategia de gestión puede ser diferente para las dos

formas en que se presenta el grafito, en bloques intactos, el de la pila, y el de las camisas que está triturado y almacenado en contenedores en el cajón del reactor.

- Continuar con las actividades de reacondicionamiento de los residuos radiactivos almacenados, para reducir su volumen y planificar las futuras expediciones de residuos a El Cabril.
- Continuar los trabajos y estudios del Plan de Detalle del Desmantelamiento Nivel 3 y preparar la documentación necesaria para solicitar la Autorización de la Fase de Desmantelamiento Nivel 3.

Se continuará con el desmantelamiento de la **CN José Cabrera**. Está previsto que en 2020 se haya completado incluyendo la restauración de los terrenos. A fin de 2018 ya se ha realizado el desmontaje y segmentación de los grandes componentes, incluidos la vasija y los internos del reactor, y del blindaje biológico. Por volumen e importancia de los trabajos destacan, de entre las tareas en curso, la caracterización radiológica de los edificios y terrenos, su descontaminación y desclasificación. Una vez certificada la ausencia de contaminación residual y la desclasificación del edificio, se procederá a su demolición por técnicas convencionales. Terminadas las obras de restauración quedará por realizar, la evacuación final de los RBMA y RBBA al C.A. El Cabril. El combustible gastado y los residuos especiales permanecerán en el ATI mientras no se disponga de un ATC.

En cuanto a actividades de I+D se han identificado las líneas siguientes:

- Tecnologías de caracterización radiológica de edificios contaminados, paramentos, soleras y techos, y de los terrenos. El uso de drones es una tecnología que es comercial, pero ha de adaptarse a los interiores de los edificios, y mejorar su rendimiento en la geolocalización.
- Programa de monitorización de los terrenos, incluyendo la actualización / desarrollo de modelos numéricos.
- Consolidación de la experiencia de Enresa en el desmantelamiento para aplicación en otras futuras. En esta línea se está preparando una propuesta de proyecto a nivel europeo dentro del programa H2020 de la Comisión Europea en el que se pretende desarrollar, basándose en un software comercial, una aplicación específica que facilite las labores de planificación y seguimiento del desmantelamiento de centrales nucleares. Para ello, se tendrán en cuenta las experiencias ganadas en los desmantelamientos realizados hasta la fecha, José Cabrera y Vandellós I, en el caso español.

La **CN Santa María de Garoña** se comenzó a construir en 1966 e inició su actividad en 1971. Estuvo en funcionamiento hasta 2012, y en 2013 entró en situación de cese de explotación por razones económicas. En agosto de 2017 se denegó la renovación de autorización aun teniendo el informe favorable del CSN.

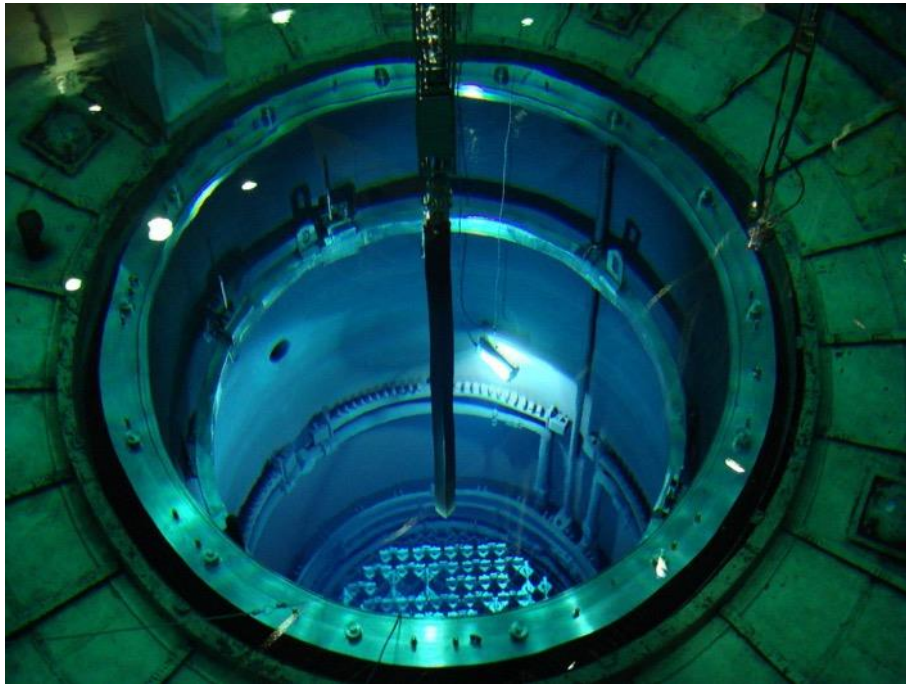


Figura 4-7: Vasija del reactor de la central nuclear de Santa María de Garoña [Nuclenor]

En el caso concreto de esta central se ha seleccionado la alternativa de desmantelamiento en dos fases que permite adelantar el inicio del desmantelamiento y reducir el plazo global de ejecución. La alternativa de desmantelamiento inmediato en dos fases implica realizar la primera fase con combustible en la piscina, y la segunda, una vez éste haya sido evacuado al ATI.

Sujeto a las autorizaciones correspondientes al MITECO/CSN el desmantelamiento se organizará en tres fases:

- Fase de transición (2019-2021): de algo más de dos años, comenzando en 2019 en la que se tiene por objetivo la obtención de la Autorización de desmantelamiento y transferencia de titularidad. Comprende fundamentalmente actividades de ingeniería para obtener las licencias objetivo; actividades preparatorias y carga y traslado de cinco contenedores de combustible gastado al ATI.
- Fase 1 de desmantelamiento (2021-2024). Al final de esta fase se habrá evacuado el combustible de la piscina y obtenido la Autorización de desmantelamiento fase 2. Comprende fundamentalmente las siguientes actividades de ingeniería para solicitar la autorización para la siguiente fase, el desmantelamiento del edificio de turbinas, y puesta en marcha del ATI y evacuación del combustible de la piscina.
- Fase 2 de desmantelamiento (2024-2031). Comprende el desmantelamiento del resto de edificios e instalaciones de la central nuclear incluyendo el desmontaje de sistemas y componentes, seguida de la descontaminación y demolición de aquellos edificios que así se determine, para finalizar con la restauración y liberación del emplazamiento.

Se prevé la necesidad de actividades de I+D en apoyo al desmantelamiento en los siguientes campos:

- Procesos para la planificación y seguimiento de las operaciones de desmantelamiento. Se prevé la participación en proyectos cofinanciados por la Unión Europea dentro de los programas de Euratom.

- Caracterización de corrientes de residuos.
- Caracterización y modelización del terreno, de la hidrogeología subterránea

4.5.2 PIMIC

El desmantelamiento de algunas instalaciones obsoletas del CIEMAT (Proyecto PIMIC) ha sido ejecutado por Enresa entre 2006 y 2012, en base a una relación contractual con el CIEMAT, manteniendo este Centro su responsabilidad como titular de la instalación. A partir del año 2013, se entró en una nueva fase orientada fundamentalmente a la retirada y gestión de residuos radiactivos.

El proyecto PIMIC fue organizado en cuatro fases:

- Fase 1: Proyecto y licenciamiento, 2000 – 2006.
- Fase 2: desmantelamiento de instalaciones, 2006 – 2009.
- Fase 3: Descontaminación de terrenos, 2010 – 2015.
- Fase 4: Gestión de materiales, 2006 – 2018.

Concluida la fase 4 en el año 2018, se ha planteado un proyecto de I+D para la determinación de métodos de caracterización radiológica que permitan tener en cuenta el fondo natural de big-bags que contienen materiales procedentes de la gestión de terrenos contaminados.

4.5.3 Fábrica de Uranio de Andújar

La antigua Fábrica de Uranio de Andújar se encuentra en fase de cumplimiento, con el alcance y duración requerido por el CSN, y es responsabilidad de Enresa verificar el cumplimiento de los objetivos ambientales y radiológicos del Proyecto de Restauración. Ha implicado para Enresa la necesidad de desarrollar y perfeccionar modelos hidrogeológicos de flujo y transporte de solutos para evaluar y predecir la migración del uranio fundamentalmente en el acuífero del entorno del emplazamiento restaurado de la FUA.

Con el objetivo de analizar en detalle la previsible evolución del uranio en el acuífero y aportar nuevos datos para su modelización, se está valorando la realización de un proyecto de I+D en laboratorio que permita establecer valores realistas de coeficientes de reparto y sorción.

4.5.4 Instalaciones mineras

Las actividades de desmantelamiento, restauración y/o vigilancia de los emplazamientos e instalaciones de minería y fabricación de concentrados de uranio para los próximos años se centran en cuatro lugares: **Emplazamiento de la Haba** (Badajoz), las **Minas de Casillas de Flores** y **Valdemascaño**; y el Emplazamiento **Centro de Saelices El Chico** (Salamanca).



Figura 4-8: Vegetación en terrenos tratados con Carbocal en la mina de Saelices el Chico

Respecto de las tres primeras no se tiene previsto actividad por parte de Enresa, en especial a lo que respecta a proyectos de I+D, puesto que corresponde a ENUSA la realización de los programas de vigilancia y control a largo plazo del emplazamiento de la antigua Planta Lobo-G en La Haba, y los programas de vigilancia y mantenimiento de las minas de Casillas de Flores y Valdemascaño.

En **Saelices el Chico** se plantean las siguientes acciones:

- Programa de Vigilancia y Control de las explotaciones mineras.
- Programa de Vigilancia y Control de la Planta Elefante.
- Tratamiento de aguas ácidas (tratamiento químico y evaporación forzada).
- Obras/acciones de mejora para reducir la producción/coste del tratamiento de aguas.
- Obras pendientes para la finalización del Proyecto de restauración definitiva de las explotaciones mineras.

En las actividades de vigilancia y mantenimiento de Planta Elefante y Explotaciones Mineras restauradas en Saelices El Chico no se prevé que Enresa se involucre en actividades de I+D.

Aunque las obras de restauración definitiva de las explotaciones mineras de Saelices El Chico finalizaron en 2009, es necesario seguir actuando pues en el emplazamiento se generan 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 y se vienen realizando proyectos de I+D conjuntamente entre Enresa y ENUSA.

En 2017 se ha puesto en marcha un proyecto de I+D, que durará varios años, cuyo objetivo es la aplicación de combinaciones de tecnosoles de manera que se evite la generación de aguas ácidas y eliminar los actuales tratamientos que son costosos. En función de los resultados de este proyecto, está prevista la aplicación a la totalidad del emplazamiento de tecnosoles a partir de 2020.

4.6 Plan de acción para el centro tecnológico del ATC



Figura 4-9: Vivero de Empresas con el Laboratorio Conjunto y Nave Auxiliar

La disponibilidad del Centro Tecnológico del ATC (CTA), con cuatro laboratorios básicos (combustible, materiales, procesos y medioambiente y prototipos) incidirá en la forma de desarrollo de la I+D de Enresa.

Esta instalación se plantea como una instalación de Enresa, abierta al mundo de la investigación. Esto significa que el Centro contará con personal propio que asegure la operatividad de los equipos e infraestructuras existentes y que cubrirán las necesidades de Enresa, tanto de la I+D como en otros campos como la vigilancia ambiental, el desarrollo y verificación de criterios de aceptación, análisis de calidad, etc. Además, el Centro estará diseñado para desarrollar proyectos de colaboración con otras instituciones, en el marco del desarrollo de acuerdos conjuntos de cooperación, en el que Enresa aporta sus instalaciones y personal y la otra parte los suyos y el personal que se adscriba al proyecto.

En lo referente a las líneas de investigación, serán los futuros planes de I+D los que lo detallen, dado que para el período 2019-2023, no está previsto que dichos laboratorios estén en funcionamiento. No obstante lo anterior, dichas líneas de investigación estarán vinculadas a las actividades propias de dichos laboratorios que, en principio, serán las que se definen a continuación:

Laboratorio de combustible

EL laboratorio que se diseñará para dar soporte a las actividades de Enresa y se centrará en los análisis de investigaciones orientadas al combustible nuclear irradiado, aunque se podrán analizar otros tipos de materiales con contenido radiactivo.

Laboratorio de procesos y medio ambiente

Las líneas básicas de investigación a desarrollar en este laboratorio previsiblemente serán:

- Análisis químico de materiales de confinamiento y materiales de inmovilización. Se abordará tanto lo referente a la caracterización elemental isotópica de estos materiales, como la caracterización de los procesos de movilización/retención que pueden tener lugar a lo largo de la evolución de las condiciones fisicoquímicas que tendrán lugar en los

distintos tipos de almacenamiento. Parámetros relevantes, coeficientes y modelos numéricos explicativos son los objetivos que conseguir.

- Optimización, mejora y desarrollo de los sistemas de monitorización de instalaciones. Abordará la mejora continua de los sistemas de confinamiento y adquisición de datos de los parámetros más relevantes en los componentes de los sistemas de almacenamiento de cara a su seguridad (identificación de parámetros, automatización de sistemas, transmisión de datos, etc.)
- Optimización, mejora y desarrollo de los sistemas de monitorización ambiental. Abordará la mejor sistemática de los sistemas de análisis, representación y modelación de los parámetros ambientales relevantes para la seguridad de las instalaciones. Incluirá sistemas de medida, de transmisión de datos, análisis geoquímicos e hidrogeoquímicos, etc. Se contempla la posibilidad de desarrollo de medios móviles de caracterización ambiental.

Laboratorio de materiales

En este laboratorio se analizarán materiales ambientales (aguas, rocas, sedimentos, plantas, etc.), materiales tecnológicos (hormigones, aleaciones, nuevos materiales o materiales procedentes del desmantelamiento), gases y otros materiales.

Las líneas básicas de investigación a abordar, previsiblemente serán:

- Selección y caracterización de los componentes de los sistemas de confinamiento y aislamiento en base a los requisitos funcionales necesarios.
- Estudio y evolución de los sistemas de confinamiento bajo condiciones reales de funcionamiento y considerando la respuesta frente a condiciones variables térmicas, mecánicas, hidráulicas y químicas (análisis termo-hidromecánico y química de materiales)
- Verificación y control de propiedades de materiales a utilizar en la construcción de las instalaciones de gestión de residuos promovidas por Enresa.
- Ensayos a escala de funcionamiento e interacción de componentes. Evolución de parámetros y sistemas de control (verificación de barreras).

Laboratorio de prototipos

Las líneas de actividad de este laboratorio están orientadas a la ejecución de ensayos con grandes cargas o volúmenes, a la verificación de equipos robóticos y a la formación en telegruación.

Especialmente abordará líneas de actividad relacionadas con robótica y automatización; manipulación, corte y segmentación de grandes piezas; prototipos de sistemas de descontaminación, desclasificación y medida; gestión de materiales y sistemas de confinamiento.

En este CTA se llevarán a cabo, entre otros, las siguientes actividades:

- **Desarrollo de los programas iniciales de los cuatro laboratorios de combustible, procesos, materiales y prototipos.** A través de reuniones de trabajo y revisión de los principales programas en I+D en curso, así como de las propias necesidades de Enresa en los campos

objeto de cada laboratorio, a lo largo de este Plan de I+D se establecen los programas de trabajo iniciales que deben definir:

- Objetivos de cada laboratorio.
 - Equipamiento necesario.
 - Acuerdos específicos a corto plazo.
 - Marco de desarrollo específico para cada laboratorio.
- **Programa de apoyo durante la construcción del ATC.** El Centro Tecnológico desde su inicio debe dar soporte al ATC en las líneas de:
 - Verificación de materiales: el equipamiento inicial de alguno de los laboratorios (materiales) se utilizará para verificar la calidad de los materiales que se van a utilizar en la construcción del ATC.
 - Verificación de equipamiento del ATC: A partir del equipamiento que se adquiera para el CT y en tanto se finaliza su construcción, dicho equipamiento se ubicará en la nave auxiliar de Enresa asociada a la actuación del vivero de Empresas y laboratorio conjunto. De esta forma se empezará a utilizar las capacidades del Centro Tecnológico en el análisis y verificación del complejo equipamiento del ATC.
 - Monitorización del emplazamiento durante la construcción. A partir del equipamiento de los laboratorios del Centro Tecnológico se desarrollará, bien en la nave de Enresa, o bien en el Laboratorio Conjunto, actividades de monitorización del emplazamiento durante la construcción de la instalación.
 - **Programas de formación.** La formación de los técnicos del ATC y del Centro Tecnológico y de otras instalaciones podrá abordarse a través del laboratorio de prototipos del CT donde se pueden instalar simuladores a escala real de las tecnologías operativas relacionadas con la gestión del combustible, carga y descarga de contenedores, fabricación de componentes, etc.
 - **Programas de cooperación.** Deberá establecerse la reglamentación y estructura organizativa y operativa del centro tecnológico. Además, será fundamental establecer desde el inicio las líneas básicas de los acuerdos de colaboración que se establecerán para el desarrollo conjunto de proyectos en el CTA con Organismos Públicos de Investigación (OPIs), empresas y organizaciones internacionales.

En ese sentido, es fundamental la difusión a nivel internacional tanto del ATC como nueva instalación de ciclo nuclear como del CTA como Centro de Investigación. La posible inclusión del CT en las infraestructuras de investigación dentro del marco de Euratom deberá ser analizada por los responsables de Enresa de la participación internacional.

4.7 Plan de acción para el Centro Tecnológico Mestral



Figura 4-10: Vista del Centro Tecnológico Mestral

El Centro Tecnológico Mestral se constituyó con objeto de servir de plataforma para la mejora, actualización e intercambio de experiencias en materia de desmantelamiento de instalaciones nucleares y actividades relacionadas. Sus objetivos principales son los siguientes:

- Llevar a cabo actividades de investigación que permitan la puesta a punto de equipos y técnicas útiles para proyectos de desmantelamiento;
- Servir de foro de intercambio de experiencias entre instituciones y profesionales involucrados en actividades relacionadas con el desmantelamiento.
- Proporcionar formación en desmantelamiento y gestión de residuos.
- Utilizar el conocimiento derivado del seguimiento de la Instalación de Latencia de la C N Vandellós I.

Las líneas de investigación seguidas están relacionadas con la problemática del desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I. Los conocimientos adquiridos se han aplicado a otros desmantelamientos (como ha sido en el de la central nuclear de José Cabrera, y PIMIC). Las líneas definidas en el reglamento de funcionamiento de 2011 son las siguientes:

- Línea 1. Comportamiento a largo plazo/durabilidad del cajón del reactor y estructuras internas.
- Línea 2. Caracterización radiológica de materiales del cajón y sus internos.
- Línea 3. Tecnologías de desmantelamiento del cajón y sus internos (nivel 3).
- Línea 4. Gestión de residuos especiales
- Línea 5. Tecnologías de recuperación de terrenos contaminados
- Línea 6. Gestión de conocimiento
- Línea 7. Estudios Ambientales

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

En el ámbito de la nueva reglamentación de transporte de material radiactivo, será necesario evaluar el comportamiento en el largo y medio plazo, de los diferentes materiales que conforman los embalajes para el transporte de residuos radiactivos.

Esto implicará el desarrollo de diferentes estudios, en función del tipo de material y sus condiciones de uso, que garanticen que estos embalajes a lo largo del tiempo mantendrán los niveles de diseño con relación a su capacidad de confinamiento, blindaje, disipación calor y manutención.

Asimismo y en relación con las nuevas normativas de circulación de vehículos, será necesario evaluar mediante los correspondientes estudios, los sistemas de estiba de bultos que tienen los diferentes tipos de semirremolques que forman la flota de Enresa.



Figura 4-11: Contenedor de transporte tipo CMT isoB3

4.9 Otras actuaciones

En “otras actuaciones” se contemplan los temas que siguen:

- **Protocolo sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos.** En caso de incidentes en acerías, como puede ser la fusión de una fuente radiactiva accidentalmente, Enresa ha de retirar todo el material contaminado. Esos materiales, cuando se presentan incidencias, se han de caracterizar y es necesario determinar el mejor método de gestión.
- **Protocolo Megaport.** Se han realizado proyectos de I+D relacionados con detección estática y dinámica de material radiactivo (“pórticos”) en colaboración con universidades.
- **Apoyo a la respuesta en caso de emergencia.** Enresa ha de mantener sus capacidades ya definidas, como son un mecanismo de cobertura integrada de activación, un Servicio de Apoyo con cobertura temporal completa, así como las necesarias para realizar

intervenciones y retiradas de materiales radiactivos, y servicios de apoyo de medida y análisis radiológicos.

- **Gestión de pararrayos radiactivos.** No se prevé la necesidad de actividades de I+D.
- **Gestión de detectores iónicos de humos.** No se prevé la necesidad de actividades de I+D.
- **Otros materiales radiactivos aparecidos fuera del Sistema regulador.** Enresa ha realizado un número limitado de actuaciones, respondiendo a "*Órdenes de intervención*", generalmente para la retirada y gestión de fuentes radiactivas de uso médico antiguas, o relativas a "*Resoluciones de transferencia*" que son más habituales y esencialmente se refieren a fuentes y otros materiales radiactivos existentes en instalaciones por actividades llevadas a cabo en los tiempos anteriores al establecimiento de un marco normativo y no se siguieron los procedimientos actualmente establecidos. El tipo de fuentes y materiales radiactivos retirados por estos mecanismos es variado y los volúmenes no son, en general, significativos. En estos casos puede ser necesario la realización de investigación y desarrollo de metodologías de gestión (caracterización, acondicionamiento, ...) para el residuo radiactivo de que se trate, como ya sucedió en el pasado.
- **Gestión de materiales residuales con contenido radiactivo natural (conocido por sus siglas en inglés, NORM).** Los materiales NORM son residuos generados en actividades industriales que procesan materias primas con contenido radiactivo. La normativa establece valores de las concentraciones de actividad (niveles de exención/desclasificación) que, en caso de no superarse, permiten que la gestión de estos residuos se haga de forma convencional, o, en caso contrario, obliga a que se lleve a cabo, por parte del titular de la actividad, un estudio de impacto radiológico para conocer cuál puede ser la dosis efectiva anual resultante para los miembros del público y para los trabajadores, estableciéndose que, en el caso de que se superen ciertos valores, dichos materiales han de ser gestionados por Enresa como residuos radiactivos. Por ello Enresa ha venido realizado estudios de caracterización de diversos materiales NORM en la geografía española, así como hace un seguimiento de los desarrollos internacionales que traten de residuos NORM.

4.10 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 identificable y accesible 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.

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.

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.

Durante el período que abarcó el 7º Plan (2014 - 2018) ha habido importantes dificultades administrativas, ocasionadas por las novedades legislativas, para poder formalizar estos instrumentos de colaboración, lo que ha provocado significativos retrasos en la ejecución de algunos proyectos.

5.1.2 Estructura

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.

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
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

5.1.3 Área 1 Tecnología del residuo

Los proyectos incluidos en este grupo tienen por objetivos los de 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, tanto en almacenamiento temporal en seco como definitivo en el que puede haber agua en contacto con los RR 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 de baja y media, y muy baja, 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 2014 – 2018 y las previstas para el siguiente período, 2019 – 2023.

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 largo plazo y en condiciones de almacenamiento geológico. El plan recientemente terminado enfocó el estudio a las condiciones de un almacenamiento temporal, de varias décadas de duración, en seco, incluyendo el transporte desde la central donde se generó.

Actividades realizadas

- Estudios experimentales con combustible real en las celdas calientes del *Joint Research Center – Institute for Transuranium Elements* (JRC-ITU) de Karlsruhe. El objetivo general que ha motivado este proyecto es el de 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. Los principales objetivos, en detalle, son los siguientes:
 - Obtención de datos científicos necesarios para comprender mejor el comportamiento de combustible gastado de alto quemado en condiciones de repositorio geológico, incluyendo IRF y corrosión de la matriz.
 - Colaboración en el campo experimental y de modelización de combustible real o simulado.
 - Profundizar en la comprensión de los temas científicos, económicos y sociales relacionados con la liberación instantánea y el comportamiento de radionucleidos clave.

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*”. La colaboración entre Enresa y el JRC-ITU ha estado definida previamente con otros dos contratos de colaboración para los períodos 2005-2010, y 2010 – 2015.

- **Evaluación de medidas experimentales de composición isotópica de combustible gastado.** El proyecto se planteó para realizar una evaluación de un número suficiente de medidas experimentales de los actínidos minoritarios y de un número importante de productos de fisión, que permitan la cualificación de los códigos de cálculo y de las secciones eficaces más avanzadas, y establecer factores de corrección de cada isótopo y de la incertidumbre de dichos factores. Con un argumento puramente estadístico, se considera generalmente que es necesario disponer de 20 medidas de cada isótopo para conseguir ese objetivo. Los isótopos a considerar son los siguientes: $^{234-238}\text{U}$, ^{237}Np , $^{238-242}\text{Pu}$ y ^{244}Pu , $^{241-243}\text{Am}$, $^{242-246}\text{Cm}$, ^{90}Sr , ^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{103}Rh , ^{125}Sb , ^{129}I , $^{133-137}\text{Cs}$, ^{139}La , ^{144}Ce , $^{142}\text{ y }^{143}\text{Nd}$, $^{145-148}\text{Nd}$, ^{150}Nd , ^{147}Pm , $^{147-154}\text{Sm}$, $^{151-155}\text{Eu}$, $^{154-156}\text{Gd}$, ^{158}Gd , ^{160}Gd .

- **Aplicación de técnicas de caracterización en el estudio de la estabilidad del combustible nuclear irradiado en condiciones de almacenamiento (ACESCO).** El proyecto ha tenido dos partes. La primera ha consistido en la descripción de la instalación, actualización y puesta a punto de equipos y laboratorios/instalaciones radiactivas para el estudio de la estabilidad del combustible nuclear gastado en condiciones de almacenamiento intermedio en seco así como de emplazamiento definitivo. En la segunda parte se han estudiado tanto los residuos vitrificados, como el combustible irradiado/gastado (CG). Los estudios sobre el CG se han dividido en ensayos sobre la estabilidad de la matriz del CG en condiciones almacenamiento temporal (ATC) en seco (existencia de O_2 y $T^a < 400^{\circ}C$) y en condiciones de almacenamiento geológico profundo (AGP) en contacto con agua subterránea simulada (control pH y redox y $T^a < 120^{\circ}C$). Finalmente, los resultados experimentales obtenidos se han utilizado para predecir algunas estructuras de las fases secundarias del CG y para el estudio teórico de la estabilidad del combustible en entornos ATC. En relación con los estudios de estabilidad del CG a largo plazo en entornos AGP los resultados experimentales realizados en medios en los que el pH, redox, superficie específica, temperatura y presión están controlados han servido como base de datos para los cálculos teóricos obtenidos mediante el código termodinámico PHREEQC (Figura 5-1).
- **Análisis del combustible con exfoliación.** Enresa ha suscrito dos acuerdos de colaboración sucesivos con los titulares de las centrales nucleares españolas con reactores PWR para llevar a cabo un programa de análisis para profundizar en el conocimiento del comportamiento de las barras de combustible, y en especial en el mecanismo que produce el defecto conocido como exfoliación. Se trata de conocer en detalle las condiciones en las que el combustible irradiado que presente este fenómeno podría ser almacenado en contenedores de almacenamiento en seco y su posterior transporte al Almacén Temporal Centralizado (ATC), siendo el objetivo final el establecimiento de un criterio objetivo y operativo para clasificar el combustible afectado por este fenómeno. El objeto es el análisis del comportamiento del combustible que presenta exfoliación para poder determinar su resistencia mecánica, tanto para su almacenamiento en seco como para el transporte.



Figura 5-1: Esquema y distribución de las actividades del proyecto ACESCO

- **Combustible y sus análogos: proyecto estabilidad fase II.** El proyecto se planteó para determinar el comportamiento y los límites de seguridad tanto en seco como en húmedo del combustible irradiado una vez sale del reactor mediante: a) la realización de estudios experimentales con análogos de combustible; b) la puesta a punto de los ensayos a realizar con combustible gastado real, c) interpretación de los datos obtenidos y modelización empírica del comportamiento del combustible en condiciones de almacenamiento. Los resultados han sido de utilidad para la realización de los trabajos previstos con combustible real en los laboratorios de celdas calientes del JRC-ITU en Karlsruhe (Alemania) (Figura 5-2).
- **Investigación tecnológica para almacenamiento en seco y transporte (ITAST).** El objetivo general del proyecto ha sido desarrollar y/o consolidar capacidades analíticas y metodologías de análisis en termo-mecánica de combustible (TM), y disciplinas asociadas (termofluidodinámica, TFD), que permitan evaluar su integridad durante su almacenamiento en contenedores y en el ATC (Figura 5-3).

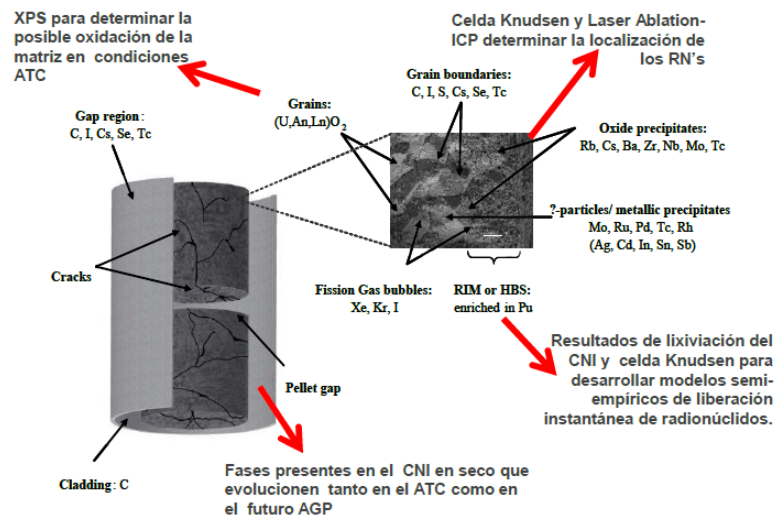


Figura 5-2: Objetivos del proyecto Combustible y sus análogos: proyecto estabilidad fase II

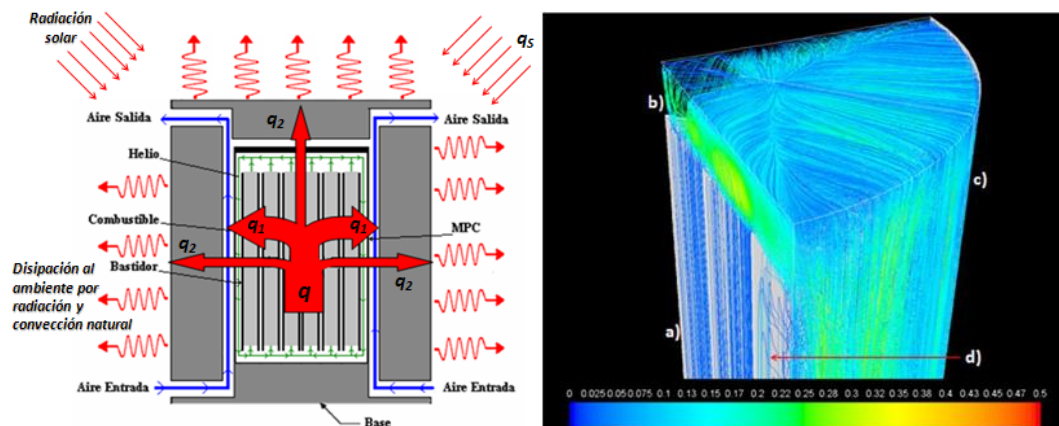


Figura 5-3: Modelo conceptual del HI-STORM (izquierda); Líneas de flujo simulado de helio en el MPC (derecha) (ITAST)

- **Integridad del material de vaina irradiado con hidruración severa en condiciones de almacenamiento y transporte.** El Consejo de Seguridad Nuclear, Enresa y Enusa han desarrollado un programa de investigación para la obtención de datos experimentales de relevancia que permitan una evaluación de la integridad mecánica del revestimiento de combustible (vainas) que contiene una ampolla (blíster) de hidruros. En este proyecto se ha estudiado material irradiado (en el laboratorio de celdas calientes de Studsvik, Suecia) y material no irradiado, éste en el Departamento de Ciencias de Materiales de la Universidad Politécnica (Madrid). Los resultados experimentales obtenidos, tanto con material irradiado como no irradiado, han proporcionado información notable para el conocimiento de las características de blíster de hidruro y el impacto de éstos en el comportamiento mecánico de la barra de combustible durante el secado, accidentes de almacenamiento y transporte.
- **Combustible y sus análogos: estudios sobre la estabilidad del combustible irradiado como forma de residuo de alta actividad.** El proyecto ha tenido cuatro áreas de trabajo diferenciadas: i, colaboración con el JRC-ITU de Karlsruhe, que se ha traducido en una interacción frecuente centrada en el análisis e interpretación de los resultados experimentales llevados a cabo en esa institución; ii, estudio de fases secundarias de uranio; iii, alteración de la matriz de UO_2 en seco, es decir en las condiciones esperadas en un almacén temporal, sea centralizado (ATC) o en la central nuclear (ATI); y iv, alteración de la matriz de UO_2 en las condiciones esperadas en un almacén geológico profundo (AGP), que se caracteriza por la presencia de agua, tras la perforación por oxidación de la cápsula de acero.
- **Estudio de la aplicabilidad de investigaciones realizadas sobre el comportamiento del combustible nuclear gastado para su gestión final (AICON).** El proyecto ha tenido como objeto la revisión de las últimas investigaciones realizadas sobre el comportamiento del combustible nuclear gastado bajo condiciones de almacén geológico profundo a largo plazo (AGP). Para ello, se revisaron tanto los avances experimentales y metodológicos, como el desarrollo de modelos conceptuales y numéricos. En el trabajo se han revisado investigaciones desarrolladas en Europa además de las incluidas en los programas estadounidense, canadiense y japonés. En todos los casos, la revisión se focalizó sobre las investigaciones que sean más aplicables para los conceptos de AGP europeos (Figura 5-4).

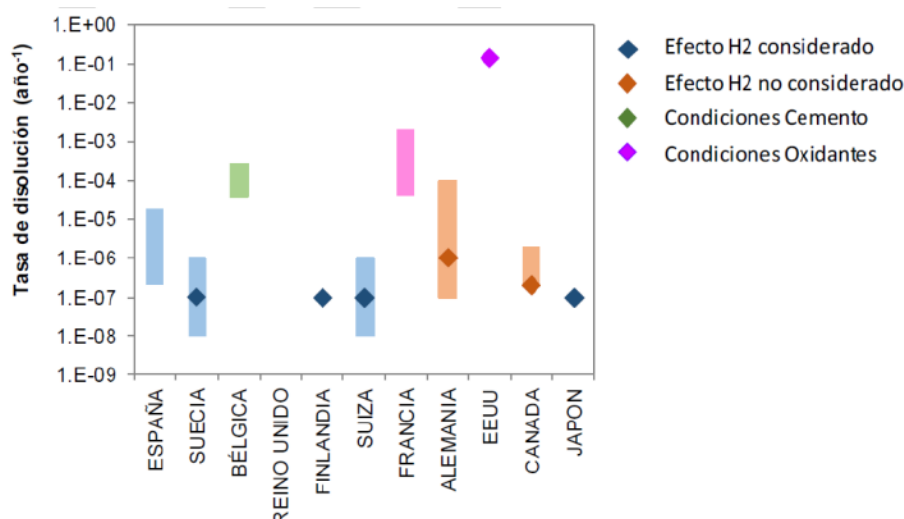


Figura 5-4: Tasa de disolución de la matriz del combustible a largo plazo seleccionada por cada país (proyecto AICON)

- **(Ficha 1.1.18) IAEA Coordinated Research Project: Spent Fuel Mechanical Behaviour During Long Term Storage and Transportation, SPAR IV.** En este proyecto promovido por el OIEA (en Viena) se está estudiando la integridad del combustible nuclear gastado que lleva temporalmente almacenado en seco un largo periodo de tiempo. Los resultados servirán de base para mantener abiertas todas las opciones (actuales y futuras) de la gestión del combustible gastado. El confinamiento de materiales radiactivos del combustible gastado durante el período de almacenamiento y en su manipulación y transporte permitirá un almacenamiento definitivo seguro, independientemente de la opción elegida. Se ganará conocimiento 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.
- **Modern Spent Fuel Dissolution and Chemistry in Failed Container Conditions (DISCO, H2020).** El proyecto DISCO es una colaboración internacional incluido en el programa de Euratom H2020. Representa una continuación natural de anteriores proyectos como fueron SFS, NF-PRO, MICADO, REDUPP y FIRST-Nuclides, que se centraron en la disolución y la liberación de radionucleidos a partir de combustible gastado de UO₂ convencional. Este proyecto estudia la disolución del combustible gastado de nuevos tipos de combustible (Cr-doped y MOX). Ha comenzado en 2017 y se prolongará hasta 2021. En este proyecto Enresa forma parte del grupo de usuarios finales, cuyo papel consiste fundamentalmente en la evaluación de los resultados a medida que se van generando.

Tiene dos objetivos específicos que se pueden resumir así: i, 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; y ii, evaluar si los nuevos tipos de combustible (MOX, dopados) se comportan como los convencionales.

Actividades a realizar para el periodo 2019 - 2023

El plan contempla actividades enfocadas a todas las actividades / 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.

En las figuras Figura 5-5 y Figura 5-6 se muestran estructuras de los combustibles utilizados en centrales españolas correspondientes a los de agua a presión (PWR) y los de agua en ebullición (BWR).

- Los dos proyectos de colaboración internacional, SPAR IV y DISCO, continuarán hasta su finalización.
- Participación en el *European Joint Programme* (EJP) en temas de gestión de residuos radiactivos cuyo comienzo está previsto para junio de 2019). En él se participa en un paquete de trabajo, similar en tamaño a un proyecto en programas marco europeos anteriores, denominado *Spent Fuel Evolution until disposal*.
- Se continuará igualmente con la investigación sobre combustible gastado en colaboración con el JRC – ITU, en Karlsruhe, y contando con el apoyo de estudios en España sobre combustible sin irradiar tanto experimentales como de modelización. Este tipo de colaboración probablemente cesará cuando el laboratorio de celdas calientes propio sea operativo.
- Ligado con el proyecto anterior se continuará con estudios sobre estabilidad del combustible irradiado y residuos de alta actividad a largo plazo (condiciones húmedas y secas).
- Estudios metodológicos de modelación sobre procesos de disolución de combustible nuclear gastado en el AGP.
- Estudios de las propiedades de los elementos de combustible ya irradiado con defectos (el estudio de tubo de Zirlo con defectos tipo entalla) o de las propiedades mecánicas de alguno de sus elementos estructurales se abordarán (uniones cabezal – tubos guía).
- Oxidación de combustible en almacenamiento en seco (OCATS) y Análisis de la integridad del combustible en almacenamiento en seco y transporte (ATET).

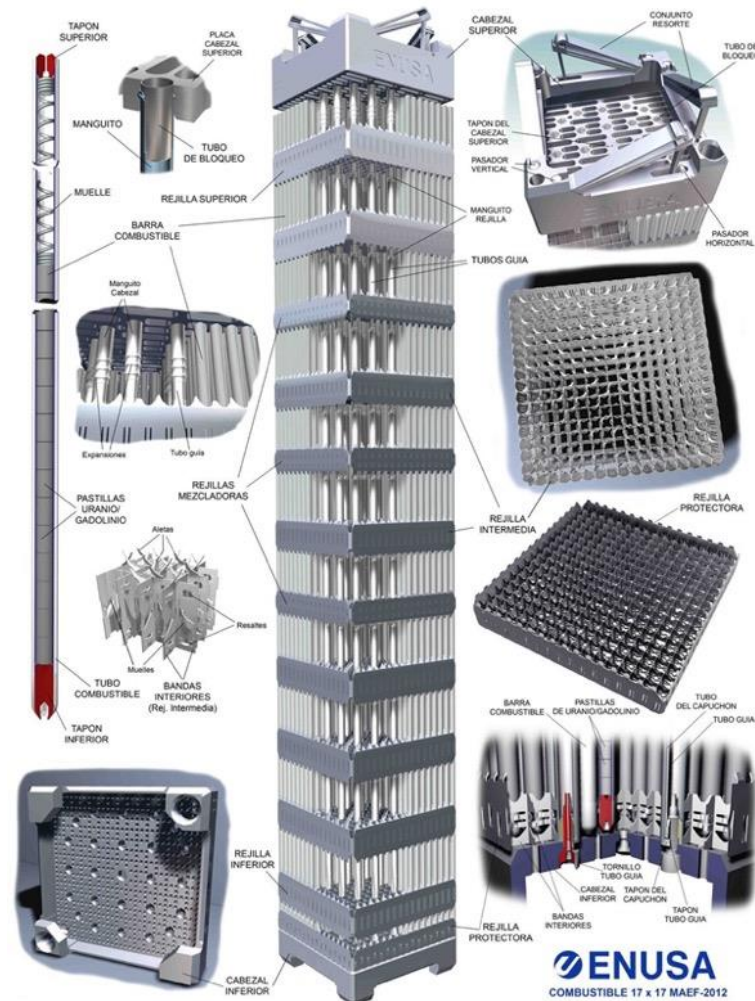


Figura 5-5: Estructura de un elemento combustible de un reactor nuclear de agua a presión (PWR) fabricado por la empresa española @enusa_sa

- Análisis de muestras isotópicas.
- Oxidación de muestras de combustible irradiado.
- Proyecto internacional Halden – *SCIP (Studsvik Cladding Integrity Project)* de la NEA.
- Desarrollo del conocimiento básico del combustible gastado para almacenamiento extendido.
- Revisión, integración y análisis de la I+D sobre combustible gastado, desarrollo científico del CTA.
- Estudio sobre generación de hidrógeno debido al almacenamiento de cápsulas CSD-C en almacenamiento en seco.
- Estudios específicos de los residuos especiales, que se abordarán en colaboración con los productores.
- Estudio del comportamiento de fuentes selladas frente a escenarios de caídas e impactos.



Figura 5-6: Esquema típico de elemento de combustible para reactores de agua en ebullición (BWR)
[\[https://www.slideshare.net/myatom/bwr-fukushima\]](https://www.slideshare.net/myatom/bwr-fukushima)

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 a mejorar constantemente en el Centro de Almacenamiento de El Cabril se consideran: optimización de los recursos, 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, así como el diseño de las tareas aun sin completar, mantienen la necesidad de proyectos de I+D.

Actividades realizadas

En el periodo de vigencia correspondiente al Séptimo Plan de Enresa se completaron dos proyectos del Plan anterior, 2008-2013. Por otro lado han comenzado cuatro proyectos, que se prolongarán después del año 2018.

- **Desarrollos de metodologías en espectrometría de masas con aceleradores (AMS) de baja energía con aplicación a problemas de residuos radiactivos.** El proyecto se basa en utilizar técnicas de espectrometría de masas con aceleradores (AMS) para la determinación de isótopos radiactivos en residuos de media y baja, y muy baja actividad. El equipamiento

utilizado es el disponible en el Centro Nacional de Aceleradores en Sevilla, único para este fin en España. Con este proyecto se han desarrollado metodologías para determinar cuantitativamente isótopos presentes en los residuos que no pueden ser medidos por espectrometría alfa, beta o gamma, así como para poder disminuir los límites inferiores de detección (LID) de determinados isótopos radiactivos. Se han desarrollado hasta el momento los procedimientos de medida para la determinación de I-129 en residuos sólidos (resinas y concentrados de evaporador y hormigón); determinación de Pu-239 y Pu-240 en residuos sólidos (resinas y concentrados de evaporador); determinación de C-14 en muestras de grafito irradiado; y determinación de Np-237, Cl-36, Am-243 y U-236. (Figura 5-7).

Este proyecto continuará para incluir nuevos isótopos y para considerar nuevas corrientes de residuos.

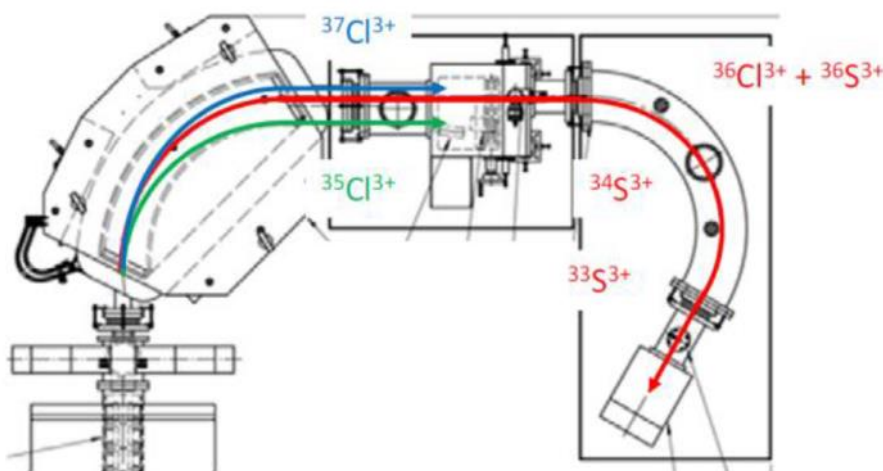


Figura 5-7: Esquema utilizado en el experimento para la detección de isótopos de S y Cl mediante AMS

- **Comportamiento y especiación del Carbono 14 en acero inoxidable y grafito irradiado, incluyendo el proyecto del 7º Programa Marco de Euratom, CAST.** La Unión Europea dentro del 7º Programa Marco y promovido por la plataforma IGD-TP (*Implementing Geological Disposal of radioactive waste Technology Platform*) iniciaron un proyecto denominado CAST, *Carbon Source Term*, cuyo objetivo es desarrollar procesos de análisis que puedan ser necesarios para comprender cómo se genera y cómo se libera el C-14, tanto en sus formas solubles como volátiles, presente en diversos materiales que deben ser tratados y almacenados como residuos radiactivos. Así el proyecto ha seleccionado para su estudio aceros activados, Zircaloy, resinas de intercambio iónico, grafito y se ha incluido como actividad la evaluación de la seguridad teniendo en cuenta los contextos específicos de cada país. Desde el punto de vista de Enresa los materiales de interés han sido acero y grafito irradiado.

Adicionalmente fuera del proyecto CAST se han desarrollado otras actividades específicas relacionadas, con la caracterización, liberación y especiación química del C-14 del grafito irradiado de la central nuclear Vandellós I. En la parte de caracterización de aceros activados, se pretende desarrollar metodologías analíticas para determinar el inventario del C-14 y para realizar lixiviación/descontaminación del C-14 y su especiación (en moléculas orgánicas) tanto en fase gaseosa como líquida de aceros irradiados (Figura 5-8).

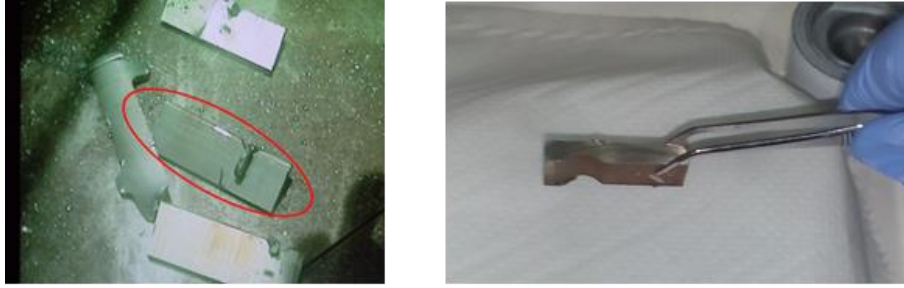


Figura 5-8: Piezas de acero irradiado estudiadas en el proyecto CAST. Izquierda, pieza antes del corte; derecha, una de las piezas después del corte

- **Desarrollo de un dispositivo para la identificación, cuantificación y distribución espacial de isótopos emisores gamma en una superficie o en un material.** Enresa emplea procesos de caracterización específicos para el desmantelamiento de instalaciones nucleares y para la clasificación de residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA) y de muy baja actividad (RBBA). Una parte de los métodos aplicados están fundamentalmente basados en "espectrometría gamma a bulto", cuyo tiempo de ejecución se desea acortar, alcanzando un resultado con una calidad determinada. En este sentido el presente proyecto trata de contribuir sustancialmente, desarrollando para ello un dispositivo de localización y visualización de la distribución espacial de isótopos emisores de radiación gamma, así como proporcionando una identificación de los mismos y de sus actividades. Este tipo de instrumentación proporcionará información sobre posibles inhomogeneidades en la distribución de la actividad en la superficie o bulto a caracterizar, a la vez que resulte suficientemente eficiente para realizar una caracterización en un tiempo de medida relativamente corto (Figura 5-9).

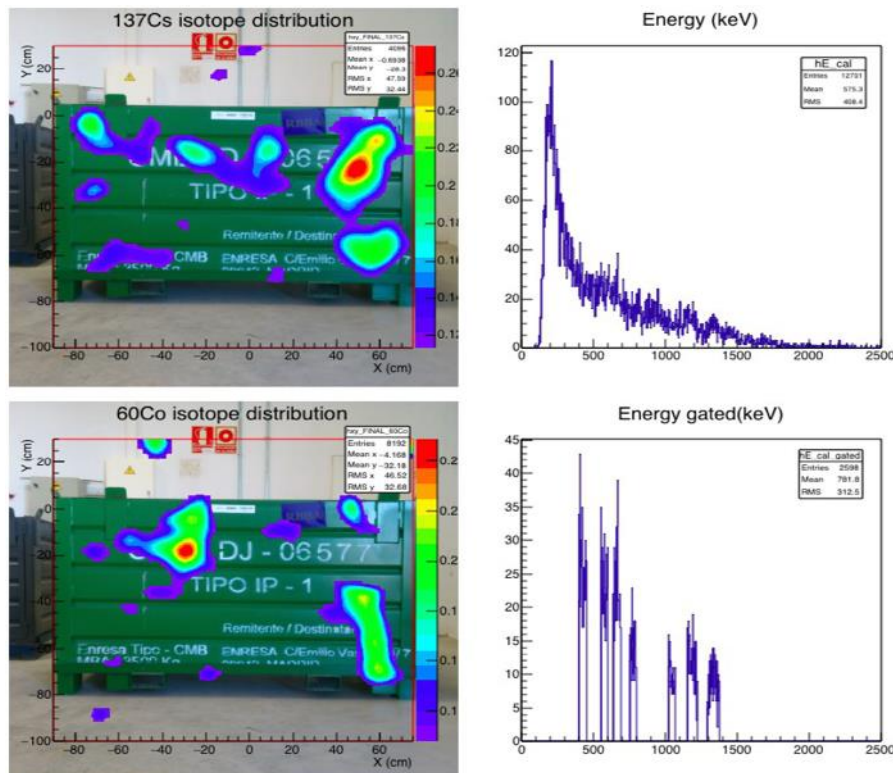


Figura 5-9: Ensayos de medida de la radiación gamma en un contenedor de la CN José Cabrera

- **Impermeabilización de grafito irradiado y optimización del tratamiento térmico.** Los actuales Criterios de Aceptación de Residuos RBMA impiden que el grafito sea almacenado en el Centro de Almacenamiento El Cabril debido a la actividad del C-14, que excede el inventario actualmente autorizado 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 investigarán dos nuevos métodos y rutas innovadoras para crear una nueva opción de gestión del residuo de grafito irradiado:
 - El primer método es un tratamiento térmico especial del grafito irradiado que permitirá la separación del C-14 sin afectar al resto del mismo.
 - El segundo método se basa en la conversión del grafito en un material impermeable, denominado por sus siglas en inglés 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.

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. Este proyecto finalizará en la primera mitad de 2019.

- **Characterization of Conditioned Nuclear Waste for its Safe Disposal in Europe (Proyecto CHANCE del programa de Euratom H2020).** El proyecto CHANCE aborda a nivel europeo la caracterización de los residuos radiactivos acondicionados (*conditioned radioactive waste*, CRW). La caracterización de los residuos radiactivos total o parcialmente acondicionados es más compleja que la que se utilizan con los residuos sin acondicionar y requiere técnicas y metodologías específicas no destructivas. Esto es porque los residuos acondicionados no están en su forma original 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. En la caracterización se incluyen tanto la caracterización físico-química como la radiológica. En el foco del proyecto incluye 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 es hacer una recopilación exhaustiva, a nivel europeo, de los esquemas actuales de caracterización y control de calidad de los residuos radiactivos acondicionados. Se consideran las siguientes formas de residuos, según la clasificación del OIEA, residuos de actividad muy baja (RBBA); residuos de actividad baja (RBA); residuos de actividad intermedia (RMA); residuos de actividad alta (RAA). El segundo objetivo es aumentar el grado de desarrollo, incluyendo su comprobación y validación, de las técnicas actualmente identificadas.

Este proyecto ha comenzado en junio de 2017 y se prolongará por espacio de cuatro años.

- **Improved Nuclear Site characterisation for waste minimisation in Decommissioning and Dismantling operations under constrained Environment (INSIDER del programa de Euratom H2020).** El proyecto INSIDER se ha planteado para desarrollar y validar una metodología, y una estrategia, de caracterización integrada nueva y mejorada durante las operaciones de desmantelamiento y clausura (D+C) de centrales nucleares, rehabilitación de terrenos post-accidentes o instalaciones nucleares en entornos restringidos. El objetivo último es disponer de nuevas metodologías para una estimación inicial precisa de los materiales contaminados, de los volúmenes de residuos resultantes y para la planificación oportuna. Para ello se pretende desarrollar un enfoque europeo común basado en estadísticas y modelos avanzados, métodos innovadores de análisis y medición. Se han planteado tres casos de estudio cuyos resultados serán la base de los análisis del proyecto: desmantelamiento de una celda caliente, de un reactor nuclear, y remediación de un terreno contaminado accidentalmente (Figura 5-10).

Enresa participa en este proyecto formando parte del Grupo de Usuarios finales (*End-User group*) cuya misión es la de proporcionar información de las experiencias nacionales (españolas en este caso) y evaluar los resultados a medida que se producen.



Figura 5-10: 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/>)

Actividades a realizar para el periodo 2019 - 2023

- Dentro del Programa Marco Euratom H2020 se completarán los dos proyectos INSIDER y CHANCE. Se evaluará la participación en proyectos del programa de trabajo correspondiente a los años 2019 y 2020.
- Desarrollo de técnicas de tomografía gamma de forma pasiva mediante el uso de cámaras gamma y Crompton.
- Los estudios para el diseño de metodologías analíticas mediante el uso de espectrometría de masas con aceleradores (AMS) continuarán con la inclusión de nuevos isótopos de difícil medida. El alcance inicial incluye: 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.
- La validación de un método de medida radiológica del material clasificado como "bajo contenido radiactivo" situado en un entorno con radiactividad natural. El resultando de las actividades del proyecto será de aplicación a material desclasificable resultante de las actividades de restauración del Montecillo durante la ejecución del proyecto "PIMIC-Desmantelamiento".
- Análisis elemental detallado de materiales activos e inactivos.

- Desarrollo de la tecnología de detección de muones para la reconstrucción de imágenes gamma en 3 dimensiones.
- Estudio del comportamiento de fuentes selladas frente a escenarios de caídas e impactos.

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.

Actividades realizadas

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.

- **Bases de datos termodinámicas y químicas de la NEA (*The NEA Thermochemical Data Base Project*) TDB.** El proyecto NEA-TDB tiene como propósito preparar una base de datos de determinados elementos químicos seleccionados por su importancia relativa en temas de protección radiológica. Se recopilan en ella datos termodinámicos y químicos, de manera coherente, internacionalmente reconocida y con garantía de calidad integral. Esta base de datos ha de cumplir con los requisitos de modelación estipuladas en las evaluaciones de seguridad de los sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos.

Actividades a realizar para el periodo 2019 - 2023

- Ensayos para especiación en residuos RBMA y RBBA
- Estudio recopilatorio de parámetros de transporte / adsorción / especiación de residuos RBMA y RBBA
- Se continuará participando en proyectos promovidos por la AEN -OCDE. Uno de ellos será la continuación de TDB, Bases de Datos Termodinámicas.

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

Los proyectos clasificados en este grupo tienen por objetivo el de 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

- **Investigación de las opciones de gestión de residuos para el grafito irradiado (GRAFEC).**
Fase 1. El tratamiento térmico de grafito irradiado es una de las opciones que se está investigando actualmente para eliminar el C-14 que se encuentra en su estructura. Es necesario eliminar la mayor cantidad posible pero con la menor pérdida de masa de grafito. En este proyecto se han realizado experimentos a distintas temperaturas para conocer la cantidad de C-14 eliminado obteniéndose resultados bastante alentadores que van a permitir poder optimizar los parámetros involucrados para la realización del mismo. Con los datos obtenidos se puede establecer que mediante el tratamiento térmico se puede eliminar selectivamente el C-14 del grafito de Vandellós I. Sin embargo los resultados no son definitivos y concluyentes y es preciso mejorar la relación C-14 /C Total ya que el grado de corrosión del grafito es superior al deseado. Las razones de este hecho se fundamentan en el uso de grafito en polvo que aumenta la superficie y la velocidad de corrosión por la mayor disponibilidad del C-12 frente a la del C-14. Posteriores experimentos podrán determinar la influencia del tamaño de grano en la velocidad de corrosión. Este proyecto tuvo una continuación en el proyecto *Impermeabilización de grafito irradiado y optimización del tratamiento térmico*.
- **GRAPA: International Project on Irradiated Graphite Processing Approaches.** El OIEA ha lanzado este proyecto en 2016 para continuar con los aspectos no resueltos de la gestión del grafito irradiado. Las actividades más importantes del proyecto se centran en: i) caracterización del grafito irradiado; ii) extracción del grafito irradiado; iii), procesos de tratamiento del grafito irradiado; iv), caracterización de bultos con grafito acondicionado; y transporte y almacenamiento de grafito acondicionado. Este proyecto tiene una duración de 3 años.

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Se completará el proyecto *Impermeabilización de grafito irradiado y optimización del tratamiento térmico*. Se complementará con un nuevo proyecto que desarrolle las metodologías de caracterización de H-3 y C-14.

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.

Actividades realizadas

Se explican en la línea 4.3.

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

Se explican en la línea 4.3.

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 de conocimiento adquirido, y estudios de procesos aun 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 José Cabrera, y los tendrán en futuros desmantelamientos de instalaciones nucleares.

Actividades realizadas

- **Estudio de la corrosividad y estanqueidad de la atmósfera del cajón de Vandellós I.** El objeto del presente proyecto es realizar un estudio de la corrosividad de la atmósfera interna del cajón de la instalación nuclear Vandellós I durante el período 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 una vez y tres veces ha habido renovación parcial de probetas metálicas. Las próximas retiradas de probetas se realizarán en 2020, 2025 y 2030; y se emplazarán nuevas en 2020 y 2025 (Figura 5-11).

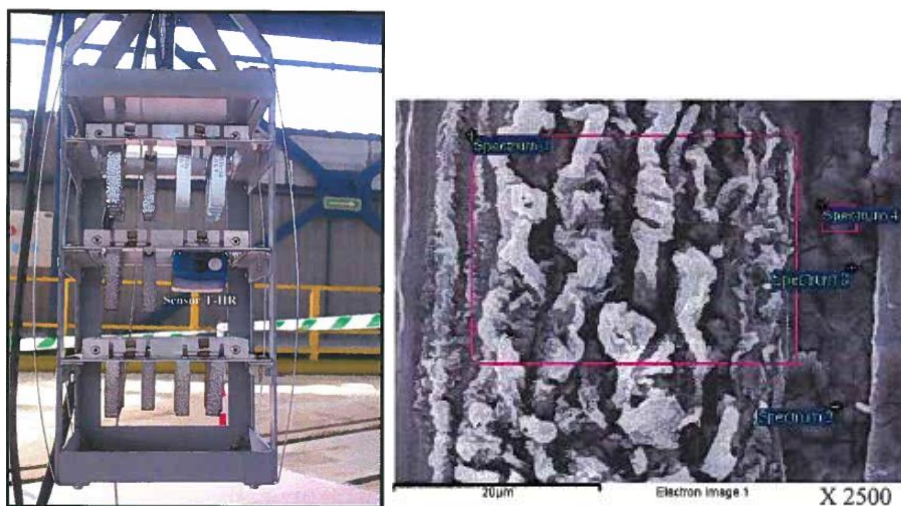


Figura 5-11: Probetas para el estudio de la corrosividad en el interior del cajón de Vandellós I; probeta expuesta a la corrosión durante 5 años aumentada 2500 veces

- **Requisitos técnicos para la determinación automática de las coordenadas X, Y, Z en medidas de caracterización mediante el empleo de cámaras convencionales.** Este trabajo forma parte de los desarrollos efectuados con el fin de medir los niveles de contaminación en grandes superficies y paramentos mediante su caracterización radiológica, en los que se ha puesto de manifiesto la necesidad de un proceso de automatización de las medidas. El

sistema utiliza emisores LED unidos solidariamente a los sensores de radiación que se emplearán en las medidas. El procedimiento de localización de los puntos y de cálculo del vector de coordenadas, se hace a través de un sistema de visión estereoscópica que capturarán las imágenes de manera coordinada a la conmutación de los emisores ópticos. La solución propuesta cubre los siguientes puntos: identificación del origen de coordenadas y orientación de la superficie a medir; y determinación automática de las coordenadas X, Y, Z, respecto del origen de coordenadas, del punto donde se está realizando la medida de caracterización radiológica (Figura 5-12).



Figura 5-12: Imagen de inicio del software desarrollado para la determinación automática de las coordenadas X, Y y Z

- **Sistema de digitalización 3D de grandes piezas y modificación del software de “factor de forma”.** Este proyecto tiene por objeto disponer de un sistema de digitalización de grandes piezas durante el desmantelamiento de la CN José Cabrera. El sistema se basa en un escaneo dinámico de la gran pieza y posterior tratamiento informático de los datos. Adicionalmente se debe modificar el software del código ‘Factor de Forma Superficie/Volumen’ desarrollado para pequeñas piezas, con el objeto de mejorar la calidad de visualización del modelo 3D del mismo. Su ámbito de aplicación es la caracterización radiológica de materiales y grandes piezas del desmantelamiento de la CN José Cabrera de cara a su gestión como residuo radiactivo o convencional, según los niveles de actividad presentes en la misma. La determinación de los niveles de actividad se hace por unidad de masa y por unidad de superficie, simultáneamente (Figura 5-13).

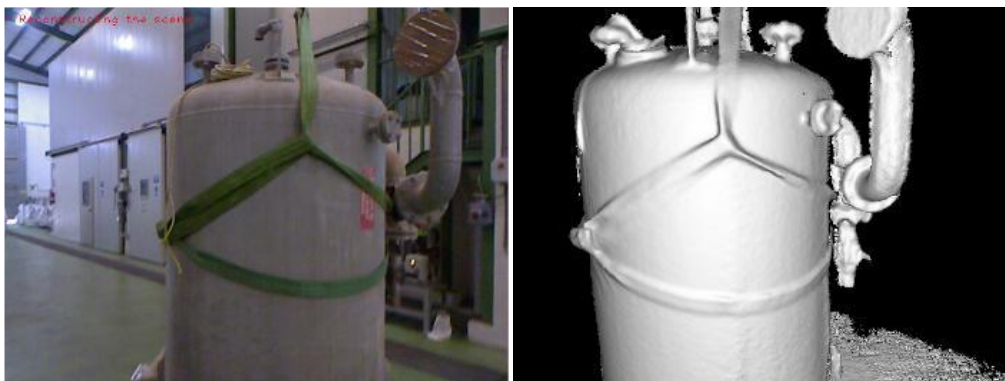


Figura 5-13: Ejemplo de pieza grande a digitalizar y visualización real de los resultados medidos tras la digitalización

- **Estudio del origen de la formación de CO₂ en la atmósfera interior del cajón de Vandellós I.** El análisis de los gases analizados en el interior del cajón permitió detectar la existencia de una cantidad de CO₂ muy superior al existente en la atmósfera externa del cajón. El objeto del proyecto, por tanto, fue estudiar el origen de esta concentración de CO₂ en la atmósfera interior del cajón de Vandellós I. El grafito puede producir CO₂ por radiólisis. La radiación en presencia de humedad y oxígeno produce especies muy oxidantes (hidroxilos, ozono), que pueden reaccionar con el grafito generando CO₂. El alcance del proyecto incluyó la realización de experimentos de reacción del grafito con dichas especies oxidantes y ver la velocidad de producción de CO₂ del grafito. Como conclusión general de este proyecto se puede comentar que se ha demostrado que la formación de CO₂ en el interior del cajón se produce de forma constante y con una velocidad de generación del orden de unos 45ppm/mes.

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Continuación de los estudios de caracterización de las aguas subterráneas y suelos de la zona denominada SROA en la antigua central nuclear Vandellós I.
- Estudios de la corrosividad de la atmósfera del cajón de la central nuclear Vandellós I hasta su desmantelamiento definitivo.
- Modelización 3D del proceso de desmantelamiento y de vías de tratamiento de residuos generados. Está previsto la presentación de una propuesta de proyecto dentro del Horizonte 2020 de Euratom.
- Proyecto de demostrador para el desmantelamiento de centrales nucleares con grafito. Se organizará como un proyecto de colaboración internacional dentro del programa H2020 de Euratom.
- Proyecto SHARE de Euratom, correspondiente al H2020.
- Puesta a punto de una instalación piloto de desclasificación de tierras de bajo contenido radiactivo de aplicación a PIMIC.
- Desarrollo de tecnologías avanzadas de caracterización y medida.

5.1.4.4 Línea 2.4. Inmovilización

No se han desarrollado proyectos de I+D en el 7º Plan de I+D de Enresa.

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Estudios de caracterización de morteros en los que el grafito irradiado es uno de los ingredientes.
- Selección de materiales para la inmovilización de residuos de baja y muy baja actividad (nuevos morteros u hormigones-autonivelantes).
- Estudios de nuevos materiales para la inmovilización de resinas de intercambio iónico, análisis de propiedades mecánicas, lixiviación y durabilidad.

5.1.4.5 Línea 2.5. Tecnologías auxiliares

No se han desarrollado proyectos de I+D en el 7º Plan de I+D de Enresa.

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Viabilidad de la implementación de una planta fija o móvil de fundición de metales por inducción en vacío.

5.1.4.6 Seguimiento de otras tecnologías: Línea 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, de los que habitualmente coordina alguno de ellos.

Actividades realizadas

- **Estudio y evaluación de la sostenibilidad de los procesos de separación hidrometalúrgica de radionucleidos de vida larga.** El objetivo del proyecto es 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. Los factores críticos que determinan la sostenibilidad de procesos de separación a considerar son:
 - 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.
- **Transmutación de radionucleidos de vida larga como soporte a la gestión de residuos radiactivos de alta actividad.** El seguimiento realizado durante el 7º Plan de I+D de Enresa, 2014-2018, respecto de **transmutación** incluye 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, AEN/OCDE, Programas Marco de la UE, ISTC,...) 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.

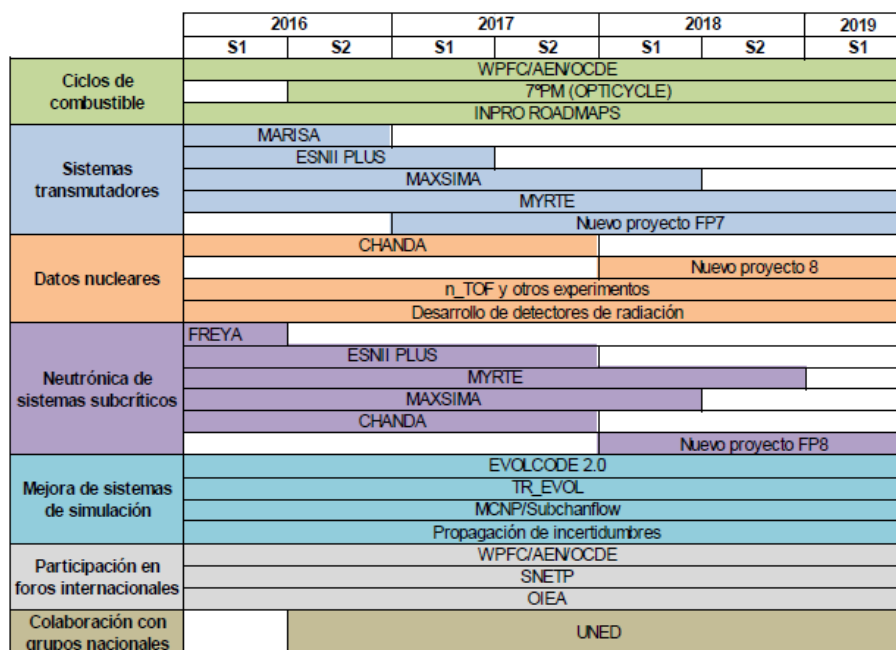


Figura 5-14: Cronograma básico de las actividades del proyecto de transmutación, iniciado en el plan 2014-2018, de los que se obtiene información. Los nombres en mayúscula corresponden a proyectos de carácter internacional promovidos por la Comisión Europea, OIEA o AEN.

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Se terminarán los proyectos en curso, tanto de separación como de transmutación, y se ha previsto la continuación del seguimiento de ambas actividades puesto que son tecnologías aun en desarrollo.

5.1.5 Área 3. Materiales y sistemas de confinamiento

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, y por tanto el hombre. 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 5-15, Figura 5-16, Figura 5-17). 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.

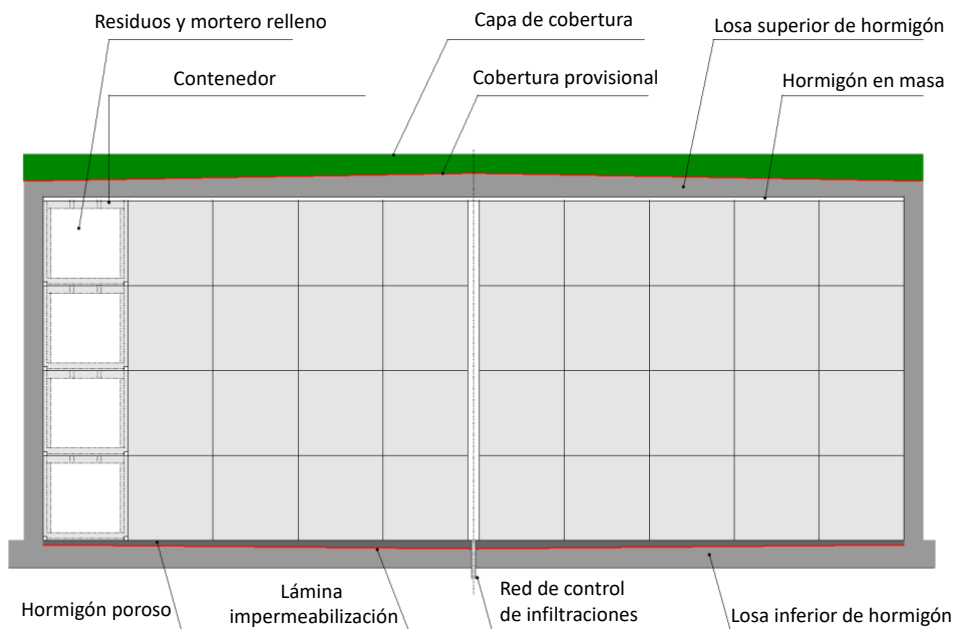


Figura 5-15: Barreras de ingeniería en el C. A. El Cabril

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.

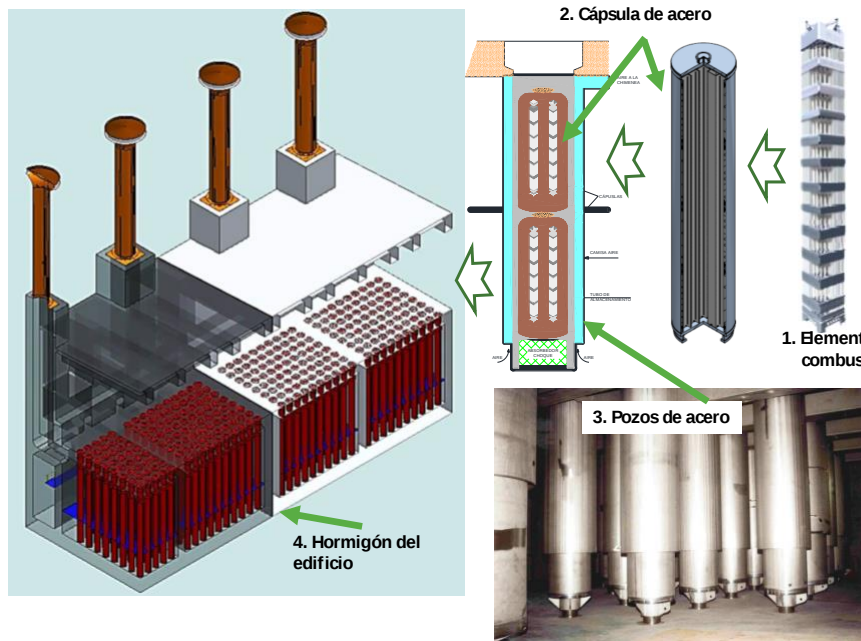


Figura 5-16: Barreras de ingeniería en un ATC

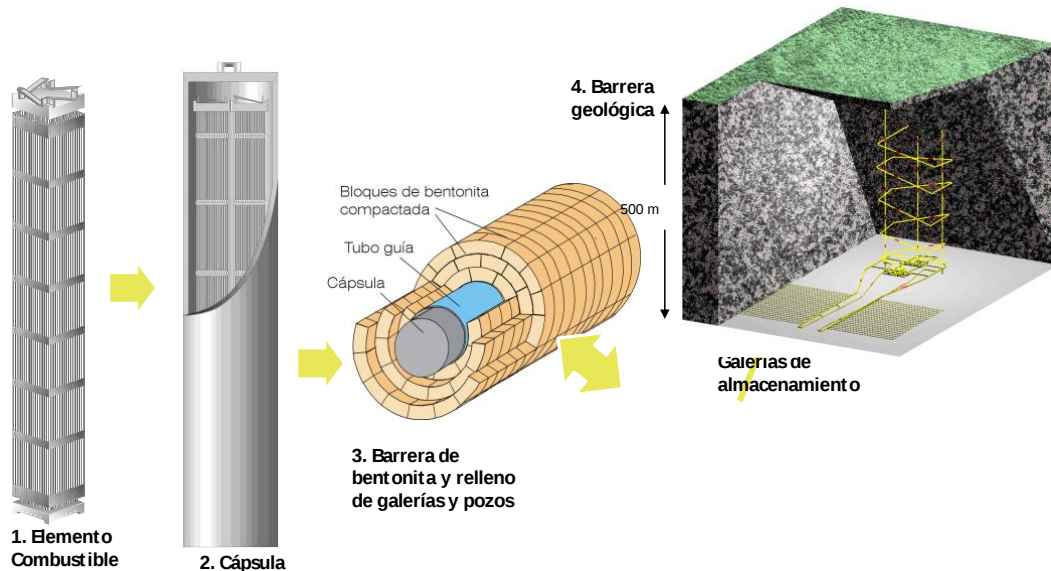


Figura 5-17: Barreras de ingeniería y natural en un AGP construido en un macizo granítico

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 han sido:

- **Clay Club: IGSC Working Group on the Characterisation, the Understanding and the Performance of Argillaceous Rocks as Repository Host Formations.** Dado que por una 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 que se ha venido llamando informalmente "Clay Club". Estos materiales tienen

propiedades genéricas muy favorables: homogeneidad, bajo flujo de agua subterránea, alta 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.

- **Parámetros de migración de radionúclidos en el emplazamiento del ATC de Villar de Cañas: respuesta termo-hidro-mecánica y geoquímica del sustrato geológico y su incidencia en la seguridad a largo plazo.** El proyecto se ha centrado en el estudio de aspectos relacionados con el comportamiento termo-hidro-mecánico y geoquímico del sustrato geológico del área donde se proyecta construir el ATC y de los parámetros que condicionan y permiten establecer la repuesta de los mismos al impacto térmico, hidráulico y mecánico de la instalación. Para ello se han realizado las siguientes actividades sobre testigos de sondeos tomados en el emplazamiento: caracterización de los materiales del subsuelo en condiciones representativas respecto de humedad, densidad del sólido, límites de plasticidad, peso específico y distribución granulométrica; análisis de la capacidad de hinchamiento y la presión de hinchamiento (el objeto principal de este proyecto); determinación de las curvas de retención; medida de la conductividad térmica. Para la interpretación de los resultados obtenidos se han tenido en cuenta los resultados de estudios complementarios de caracterización mineralógica y geoquímica así como petrofísica del material del sustrato geológico (Figura 5-18).



Figura 5-18: Testigos de sondeos practicados en Villar de Cañas preparados para su envío al laboratorio

- **Análisis y evolución de procesos termo-hidro-mecánicos de los materiales del Emplazamiento del Almacén Temporal Centralizado de Villar de Cañas.** En este proyecto se ha evaluado de forma cuantitativa el desarrollo de movimientos en el terreno de cimentación de los edificios del ATC debido a la deformabilidad y posible expansividad de la formación directamente afectada por las excavaciones y cargas de las estructuras previstas, específicamente las denominadas Lutitas de Balanzas Superiores o LBS.
- **Caracterización termo-hidro-mecánica y geoquímica de materiales empleados en almacenamientos de residuos radiactivos.** Se investiga (no ha concluido el proyecto) 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 (bentonitas, argilitas, así como hormigones), tanto de baja como de alta actividad. El plan de trabajo incluye: la caracterización termo-hidro-mecánica y geoquímica del sustrato geológico del Almacén Temporal Centralizado (ATC); la caracterización post mórtem del material extraído del desmantelamiento del ensayo FEBEX que ha estado en operación durante 18 años en el laboratorio subterráneo de Grimsel en Suiza; el estudio de los procesos que tienen lugar en la interfaz hormigón/bentonita en la que se incluyen trabajos relacionados con el proyecto CEBAMA, éste en el marco de Horizonte2020 de la UE; y los trabajos en argilitas utilizadas como roca almacén (Opalinus en Suiza, o Ypresian en Francia) en diferentes laboratorios subterráneos europeos (Suiza, Francia) con el objeto de conocer la química representativa del agua intersticial, su modificación por causa de la interacción con otros componentes del almacenamiento y su repercusión sobre los procesos de transporte de radionucleidos.

- **Identificación y validación de métodos geofísicos para la detección y caracterización de discontinuidades en medios sedimentarios recientes.** Se han investigado nuevas técnicas de adquisición, de procesado y de interpretación geofísica en Villar de Cañas. El diseño de los experimentos de sismica ha sido un reto, pues pocas veces se han desarrollado experimentos de tan alta resolución para la caracterización somera del subsuelo. El contexto geológico se caracteriza por la presencia de yesos masivos superficiales cuyas velocidades sísmicas relativamente altas generan efectos de apantallamiento, y que impiden que la señal sísmica permita la visualización con nitidez de estructuras subyacentes. Esta situación ha constituido un reto, y de ahí un interés adicional de este estudio. En lo referente al procesado de datos, se han investigado tres técnicas punteras de gran interés académico: análisis multicanal de las ondas superficiales; inversión de formas de onda completa (FWI); e interpretación multiparamétrica (Figura 5-20).

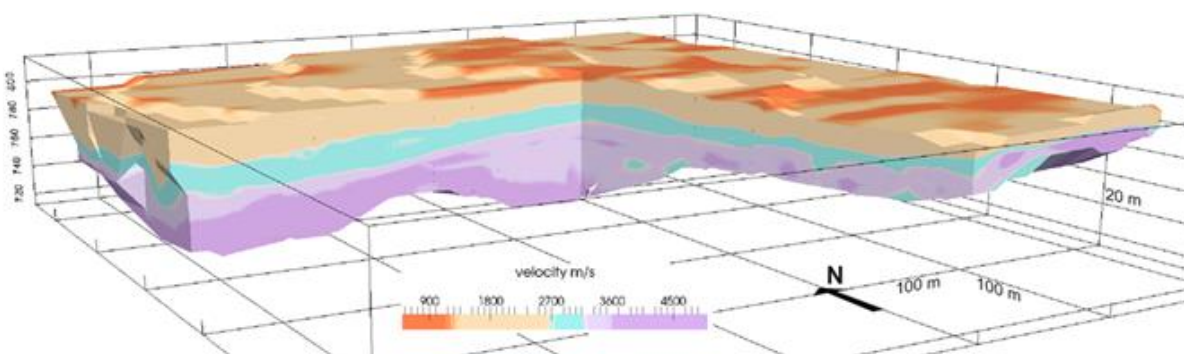


Figura 5-19: modelo 3D seccionado de velocidades sísmicas de propagación de las ondas P)

- **Caracterización y modelación geoquímica ambiental de materiales geológicos de la laguna de El Hito y su entorno.** Se ha estudiado el estado actual de la laguna de El Hito, especialmente en lo que concierne a los contenidos en moléculas orgánicas de origen natural y antrópico con el fin de diagnosticar posibles alteraciones futuras. Se han realizado estudios sedimentológicos de la cuenca, geoquímica orgánica e inorgánica, así como un análisis ecológico del entorno de la laguna de El Hito. El proyecto incluyó: caracterización geoquímica de los suelos del entorno; caracterización geoquímica de los sedimentos del

fondo; caracterización de contenidos metálicos en las aguas de la laguna (durante los periodos en que ésta no esté seca); caracterización biogeoquímica inorgánica de organismos y materia orgánica propios de la laguna y sus suelos. Finalmente se preparó un modelo de evolución temporal y modelación geoquímica asociada (Figura 5-20).

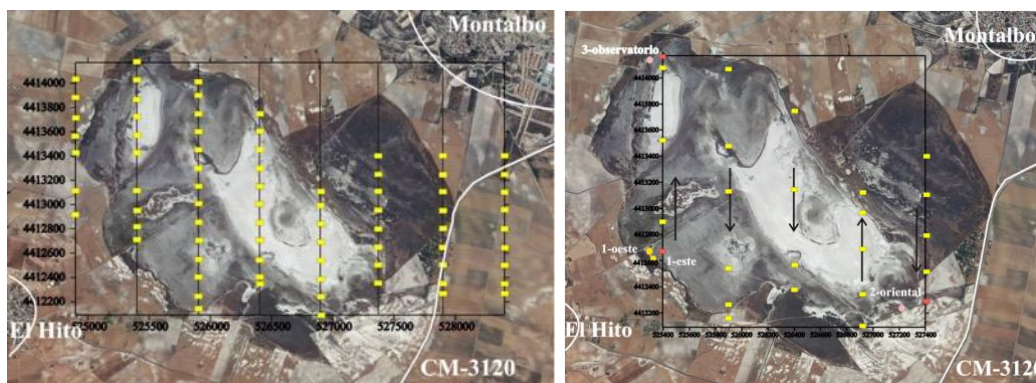


Figura 5-20: Perfiles y muestras tomadas en la laguna en período de sequía (izquierda); perfiles y puntos de toma de muestras de las aguas de la laguna (derecha)

El estudio de metales como material integrante de barreras de ingeniería se ha estudiado con el proyecto:

- **Durabilidad de materiales metálicos.** El objetivo general del proyecto es aumentar el nivel de conocimiento sobre el comportamiento de nuevos materiales y componentes de sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos. Se contemplan aspectos relativos a la selección de los materiales más adecuados para cada componente, sus métodos de fabricación y su comportamiento en las condiciones de servicio previstas. El proyecto ha contemplado tres líneas de trabajo: i) contenedores, cápsulas para almacenamiento temporal, ii) componentes absorbedores neutrónicos y iii) cápsulas de almacenamiento definitivo (AGP).

Los siguientes proyectos han estado enfocados en el estudio de hormigones:

- **Desarrollo de hormigones para el Almacén Temporal Centralizado (ATC).** El proyecto desarrollado ha tenido por objeto global desarrollar hormigones para el Almacén Temporal Centralizado (ATC), incluyendo entre sus objetivos específicos la identificación de los requisitos que deberán cumplir en los diferentes elementos constructivos. Se debe de cumplir con los criterios del marco normativo para las estructuras de hormigón ITS de Categoría Sísmica I, es decir la ACI 349-06, en ausencia de normativa nuclear española vigente. Además, se ha aplicado la normativa española de la Instrucción de Hormigón Estructural EHE-08, sobre todo en lo que hace referencia a la selección de materiales y de durabilidad. Así en el presente proyecto se han identificado los requisitos a cumplir en la selección de materiales y la durabilidad de los diferentes hormigones que se utilizarán en el proyecto del ATC. Se han recomendado los cementos, áridos, y los requisitos a tener en cuenta para el diseño de los hormigones de cuatro elementos constructivos del ATC: cimentaciones enterradas; elementos aéreos interiores sometidos a radiación y temperaturas elevadas, y a temperatura normal; y finalmente elementos aéreos exteriores con soleamiento directo (Figura 5-21).



Figura 5-21: Probetas preparadas para el estudio de hormigones para el ATC, abajo, probetas de hormigón enterradas dentro del recinto donde se construirá el ATC para el estudio de la influencia del terreno

- **(Ficha 3.1.15) Estudio de los efectos del envejecimiento por irradiación y otros factores sobre los hormigones de la central nuclear de José Cabrera.** En enero de 2010 se establece el grupo de trabajo sobre los “Hormigones de Zorita” constituido por empresas del sector eléctrico (Endesa, Iberdrola, Gas Natural FENOSA, Gas Natural FENOSA Engineering, ahora Naturgy Energy Group, S.A.), el CSIC-IETcc (Instituto Eduardo Torroja de Ciencias de la Construcción), CSN, y Enresa. El objetivo de este proyecto, aprovechando la oportunidad que el desmantelamiento de la central nuclear ofrece, consiste en la realización de medidas experimentales, y desarrollos teóricos, relacionados con la degradación en el tiempo de las propiedades del hormigón sometido a las diferentes condiciones de servicio (temperatura, radiación, ácido bórico) que se producen en una central nuclear en operación. Esta información es importante para los procesos de gestión de vida de una central nuclear y para otras aplicaciones nucleares, como son contenedores de combustible gastado y almacenamientos centralizados. Se han tomado las muestras de hormigón, y los análisis a comienzo de este 8º Plan de I+D no se han realizado todavía (Figura 5-22).

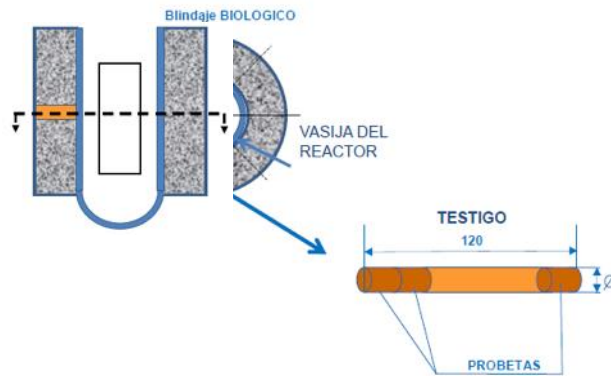


Figura 5-22: Esquema de los lugares de toma de muestras de hormigón en el blindaje biológico de la vasija de hormigón de la central nuclear José Cabrera

- **Materiales de barreras de ingeniería RBMA y sus componentes: caracterización y durabilidad.** El Centro de Almacenamiento de El Cabril utiliza barreras de ingeniería en la que los residuos están acondicionados formando matrices sólidas, siendo el material que produce la inmovilización, bien cemento, bien mortero de tipo cementicio. La estabilidad y el confinamiento de los componentes radiactivos se garantizan en este tipo de instalaciones mediante la matriz de acondicionamiento del residuo y las barreras de hormigón, empleándose ampliamente la información relativa a las características mecánicas, fisicoquímicas y químicas de ambos elementos, en la evaluación de impacto radiológico de la instalación. En consecuencia, para Enresa es fundamental disponer de un conocimiento *actualizado* de las propiedades mecánicas, térmicas, fisicoquímicas y químicas de morteros y hormigones, así como de las metodologías aplicables para su determinación; de la evolución de esas propiedades con el tiempo en las condiciones de almacenamiento; de la durabilidad de los morteros y hormigones frente a procesos agresivos que pueden provocar su degradación así como de los mecanismos involucrados en dichos procesos; y de los métodos de monitorización (Figura 5-23).

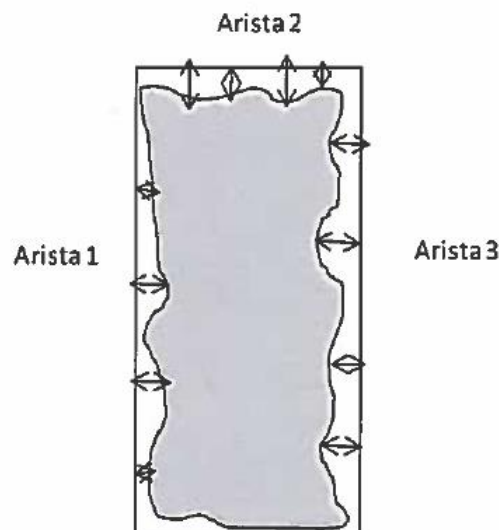


Figura 5-23: Esquema de medida de la profundidad de carbonatación en una muestra (probeta) de hormigón

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Se continúa con los proyectos cuyo objeto es mejorar el conocimiento técnico y científico sobre hormigones y sus componentes, dada su esencial contribución en las barreras de ingeniería para cualquier tipo de residuos radiactivos considerados (alta, media, baja o muy baja actividad). Se consideran usos tanto para materiales temporales como permanentes. Los proyectos incluyen principalmente los temas siguientes: desarrollo de nuevos hormigones; estudios de durabilidad en condiciones naturales; efectos de las altas temperaturas y de la radiación sobre sus propiedades; modelos de vida útil de estructuras de hormigón; usos y elementos singulares.
- Respecto de los materiales metálicos, se estudiarán comportamientos de nuevos materiales para cápsulas y contenedores, teniendo en cuenta que la evolución tecnológica en la metalurgia es constante. Se incluyen además estudios de corrosión de metales en los bultos de almacenamiento (aluminio y otros) y su implicación en la generación de gases.
- Las arcillas, naturales y procesadas, siguen siendo objeto de estudios. Se continuará con: la participación en el “Clay Club” de la NEA; caracterización de la interacción de las arcillas con hormigones; caracterización termo-hidro-mecánica de arcillas en sistemas naturales (nacionales y otros europeos, formado parte de grupos de investigación plurinacionales).
- Las capas de cobertura de las plataformas para RBMA del C.A El Cabril, necesitan de estudios de suelos, arcillas y aguas de capas de cobertura, así como de la caracterización de potenciales cubiertas vegetales. Para estos estudios se utilizarán las maquetas construidas y que están siendo monitorizadas.
- Estudio experimental para el análisis del comportamiento tecnológico de elementos singulares de hormigón.
- Se analizará el comportamiento de los materiales, hormigón, metálicos y otros, frente a la radiación alta temperatura, incluyendo también sistemas de monitorización.
- El estudio y caracterización del subsuelo mediante técnicas geofísicas, así como nuevas tecnologías para la selección y caracterización de emplazamientos.
- Estudio de los factores de retención de radionucleidos en salas con presencia de contaminación ambiental, a fin de dar respuesta a la pregunta siguiente: ¿qué capacidad tienen los muros de una sala para retener parte de los radionúclidos que hay en una sala de elevada contaminación ambiental?

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 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

- Proyecto PEBS (*Long-term Performance of the Engineered Barrier System*) del 7º Programa Marco de la Unión Europea (Euratom).** El objeto principal del proyecto PEBS ha sido evaluar, en función del tiempo, la capacidad de sellado y el comportamiento de un sistema de barreras de ingeniería, compuesta por materiales arcillosos. El programa de trabajo desarrollado ha incluido experimentación (de laboratorio e in situ), modelización y comprobación de los potenciales impactos en sus funciones de seguridad a largo plazo. Los ensayos y modelos han cubierto un amplio espectro de condiciones, desde la acción primera cuando se deposita el residuo (generación de calor, resaturación de la barrera) hasta alcanzar prácticamente un estado cuasi estacionario (resaturación completa, equilibrio con el macizo alojante). Los resultados experimentales in situ y de laboratorio se han integrado en modelos de procesos que tienen lugar en las barreras de ingeniería y en el campo cercano. Se han utilizado modelos con acoplamientos THMC (termo-hidro-mecánico y químico), HM (hidro-mecánica) y THM (termo-hidro-mecánica). Para integrar la información en el contexto del comportamiento de las barreras con la configuración real se han definido varios 4 específicos que representan una configuración física real y sus condiciones iniciales, a los que se les ha aplicado una evolución en la etapa transitoria, manteniendo un parámetro variable. Así el Caso 1, tiene como variable la entrada de agua al sistema ($T < 100^\circ\text{C}$); en el Caso 2, la variable es la evolución de la temperatura en la barrera de arcilla ($T > 100^\circ\text{C}$); la del Caso 3 es la evolución HM, y en el Caso 4, la evolución geoquímica. En cada caso se ha evaluado i) la importancia de las incertidumbres, que aparecen por las discrepancias entre los datos numéricos y los experimentales, y, ii) la extrapolación de los resultados a toda la etapa transitoria de las barreras así como su posible impacto en las funciones de seguridad a corto y largo plazo (Figura 5-24).

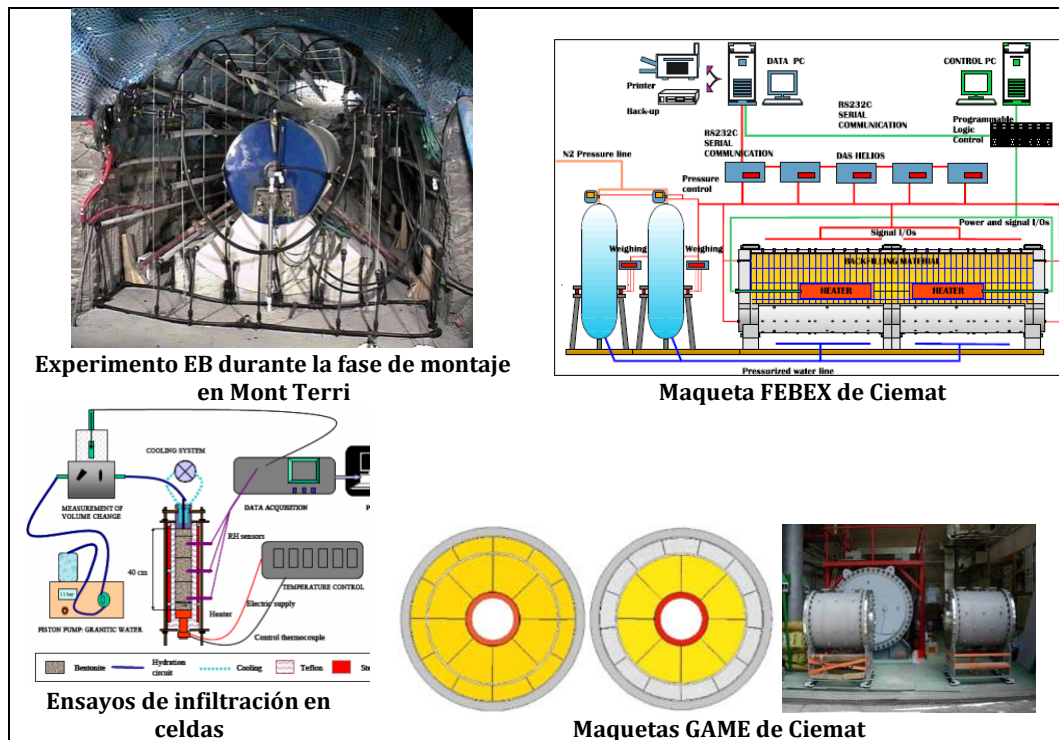


Figura 5-24: Diversos componentes del proyecto PEBS

- **Participación de Enresa en el Consorcio de Mont Terri.** En el Proyecto Mont Terri 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. 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 almacén geológico profundo en formación arcillosa para, posteriormente, aplicar parte de los métodos y tecnologías desarrollados en El Cabril y actualmente en la caracterización del emplazamiento del ATC. 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). Actualmente se participa en los experimentos HE-E (*In-situ Heater Experiment on Key THM Processes and Parameters*), de análisis de procesos térmicos y su influencia en el comportamiento hidráulico y mecánico; y el experimento GD (*Analysis of Geochemical Data*), de análisis de procesos geoquímicos que controlan la movilidad de los radionucleidos e inciden en la estabilidad de los materiales arcillosos.
- **Proyecto Cement-based materials, properties, evolution, barrier functions, CEBAMA (Euratom H2020).** El proyecto aborda temas importantes para los estudios de seguridad de un repositorio geológico profundo relacionados con el uso de materiales con base cemento. El proyecto pretende desarrollar un modelo integral con el que predecir características de transporte tales como la porosidad, la permeabilidad y los parámetros de difusión de los materiales a base de cemento en contacto con las barreras naturales y de ingeniería de los repositorios construidas en macizos graníticos o arcillosos. Enresa participa en el grupo de usuarios finales.
- **Proyecto Bentonite Mechanical Evolution, BEACON (Euratom H2020).** 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 presente proyecto tiene 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. El proyecto ha comenzado en junio de 2017 y se prolongará durante cuatro años (Figura 5-25).

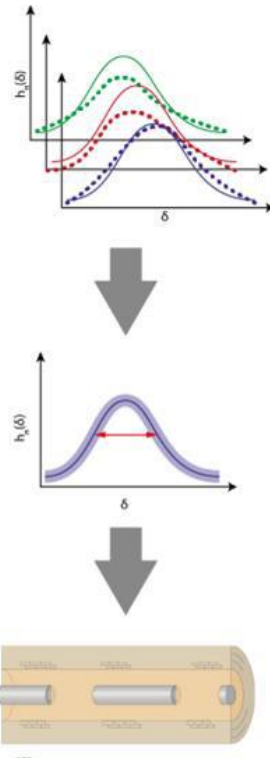


Figura 5-25: Creación de un “término de variabilidad” de propiedades de la bentonita que utilizar en las modelaciones (Nagra)

- FEBEX-DP.** Enresa comenzó en 1995 el proyecto FEBEX (*Full-scale Engineered Barrier Experiment*), para demostrar la viabilidad del concepto diseñado para un AGP en un macizo granítico. El proyecto contó con cuatro bloques complementarios: el primero fue un experimento *in situ* a escala real en el laboratorio subterráneo de Grimsel (Suiza) bajo condiciones naturales; el segundo, un ensayo de una maqueta a escala casi real y bajo condiciones controladas en Ciemat (Madrid); el tercero consistió en una serie de ensayos de laboratorio encaminados a la obtención de parámetros del comportamiento de los materiales y al estudio de determinados procesos; y finalmente el cuarto se enfocó a la modelización numérica para el desarrollo, verificación y validación de modelos de comportamiento del sistema de almacenamiento. Este proyecto formó parte de los programas Marco de Euratom desde 1996 hasta 2007 (Proyectos FEBEX I y II, e IP NF-PRO), y posteriormente estuvo gestionado por un consorcio de agencias y centros de investigación europeo (proyectos FEBEXe y FEBEX-DP). El experimento *in situ* se ha desmantelado en 2016 y los diferentes componentes, granito, hormigón, aceros, sensores, bentonita, están siendo analizados después de 20 años de calentamiento e hidratación. Enresa no participó directamente en las últimas fases de este experimento, si bien fue invitada a reuniones del proyecto. Varias organizaciones españolas participaron en todas las fases del proyecto bajo sus diferentes denominaciones (Figura 5-26).

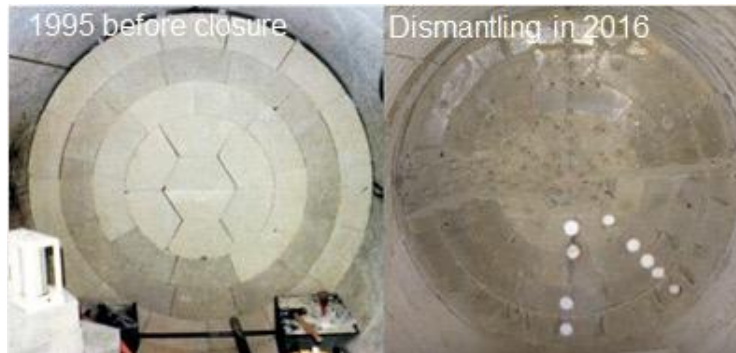
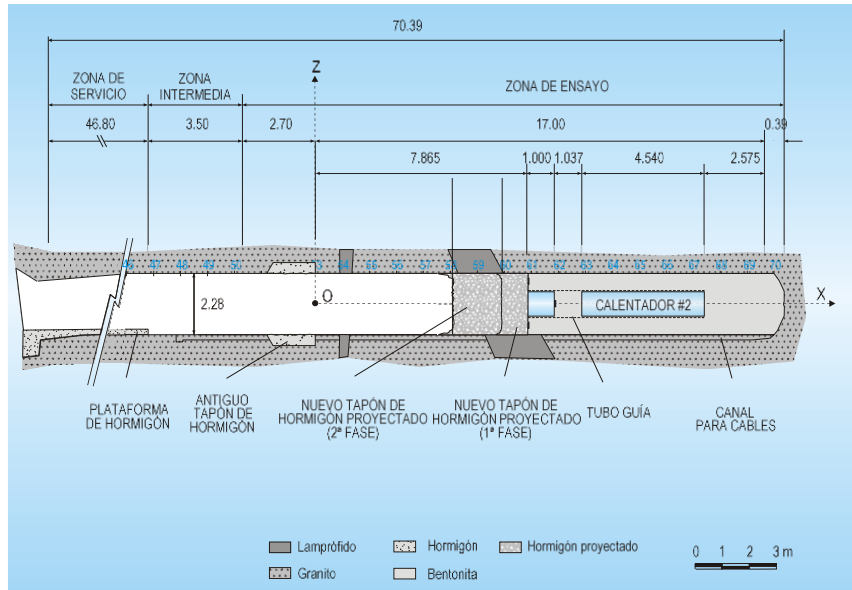


Figura 5-26: Esquema del experimento FEBEX in situ, y fotografías de una de las secciones durante el montaje, y poco antes del desmantelamiento

- **Ageing Management Programmes for Spent Fuel Dry Storage Systems.** El objetivo de este CRP ("Coordinated Research Project" del OIEA) es desarrollar una base técnica y metodológica que permita guiar a los Estados Miembros sobre cómo generar una programa de gestión de vida para las instalaciones de almacenamiento en seco.
- **Análisis comparativo de la retención de Cesio e Iodo por barreras reactivas de arcillas: escala pre-piloto.** Las arcillas se caracterizan por tener una capacidad de adsorción excelente de contaminantes catiónicos, sin embargo, son ineficaces en la adsorción de contaminantes aniónicos (ej. I-129). Se ha demostrado que cuando se sustituye el catión inorgánico de los minerales de las arcillas por cationes de alquilamonio cuaternario se genera un carácter hidrofóbico que favorece la adsorción de grandes cantidades de radioiodo, el cual existe predominantemente en forma aniónica en medio acuoso. Más aún, cuando el intercambio con cationes de alquilamonio no es completo se ha observado que los minerales de la arcilla pueden adsorber simultáneamente cationes ($^{134}\text{Cs}^+$, $^{45}\text{Ca}^{2+}$) y aniones ($^{125}\text{I}^-$). La familia de micas denominada fluoroflogopitas sódicas sintéticas de alta carga, Na-Mica-n (n=2, 3 y 4), son filosilicatos 2:1 de alta pureza que, a diferencia de otras micas naturales, conservan a pesar de su alta carga, la capacidad de expandir e intercambiar cationes. La Na-Mica-4 ha generado un alto interés debido a su excepcional

capacidad y selectividad de adsorción de cationes y en la actualidad, se está investigando aún su capacidad en la descontaminación de agua y captura de residuos radiactivos mediante intercambio catiónico. Con vistas a evaluar la viabilidad de la producción a gran escala de las arcillas sintéticas se diseñará, construirá y operará una instalación a escala piloto para producir dichas arcillas. El objetivo final es incorporar estos materiales a barreras geoquímicas (Figura 5-27).

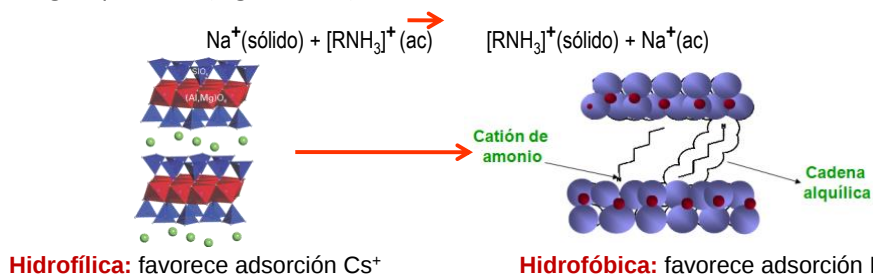


Figura 5-27: Modificación del carácter inicial hidrofílico de las arcillas naturales (FEbEX) y micas sintéticas

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- En relación con las barreras de ingeniería del C.A. El Cabril se abordarán proyectos para la realización de ensayos de difusión y de adsorción en hormigones y arcillas. Se incluirá una línea en que se utilizarán técnicas IBA. Se plantearán estudios de transporte reactivo en hormigones.
- Relacionado con barreras para AGP:
 - Se continuará con la participación de Enresa en consorcio Proyecto Mont Terri, así como se renovará el acuerdo de colaboración para la participación en el Laboratorio de Grimsel (Suiza) construido en macizo granítico. Esto implicará la participación en proyectos o experimentos concretos, que se irán definiendo y confirmando anualmente. En Mont Terri se continuará con los experimentos HE y GD, y se comenzará el SW, sobre sellado de galerías (Figura 5-28). En Grimsel, se comenzará la participación en HotBent, proyecto impulsado por otras agencias europeas, para el estudio de la influencia de mayores temperaturas en las galerías del AGP.
 - Estudio de compatibilidad de la cápsula del ATC con la gestión futura en el AGP.
 - Dentro del Programa Conjunto Europeo (EJP) denominado EURAD presentado en septiembre de 2018 para su evaluación, y aprobado por la Comisión en febrero de 2019, Enresa participa en los siguientes paquetes de trabajo:
 - ACED, Assessment of Chemical Evolution of ILW and HLW Disposal Cells.
 - HITEC, Influence of temperature on clay-based material behaviour.
 - Se hará un seguimiento de los demás paquetes de trabajo del EJP en los que Enresa no participa directamente.
 - Seguimiento de estudios microbiología en las barreras de arcilla.
- En cuanto al sistema de barreras de ingeniería para almacenamientos temporales en seco se prevé ahondar en el conocimiento de:
 - Fenómenos de corrosión bajo tensión de los pozos de almacenamiento.

- Fenómeno de fluencia de los internos de la cápsula para combustible gastado en condiciones de proceso y almacenamiento.
- Generación de condensados producidos en la recirculación del sistema de refrigeración y en los sellos hidráulicos de la celda de descarga, bajo los efectos de los sistemas de calefacción, ventilación y aire acondicionado del Edificio de Procesos del ATC.
- Comportamiento de la cápsula ATC cargada, en condiciones de preparación y durante su posterior transporte.
- Barreras reactivas:
 - Se abordará la retención de Cs e I por barreras reactivas de arcillas con una instalación piloto.
 - Ensayos de laboratorio para la determinación de coeficientes de reparto y sorción a utilizar en la modelización de acuíferos contaminados con uranio.

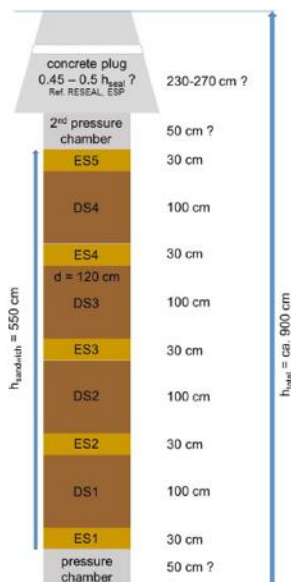


Figure 1: Sandwich seal preliminary layout.

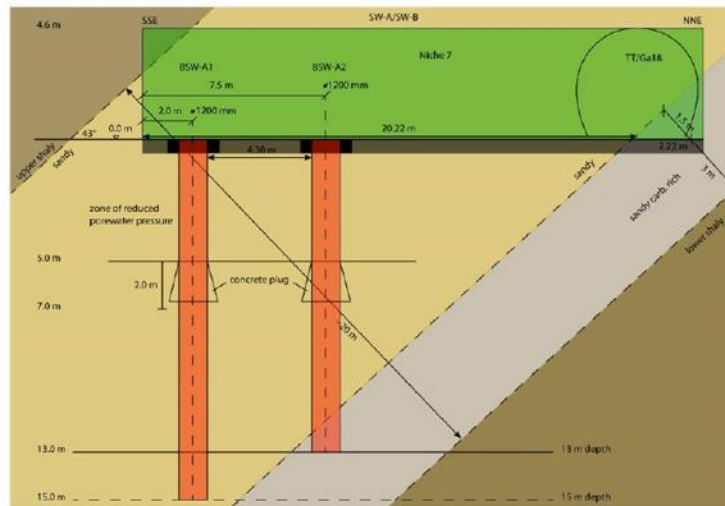


Figure 2: Sandwich niche with envisaged boreholes.

Figura 5-28: Esquema conceptual propuesto para el experimento SW en Mont Terri

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

- **Desarrollo de celda automatizada para cierre de contenedores. Proyecto Alcón.** El combustible gastado una vez descargado del reactor, y almacenado varios años en las piscinas de las centrales nucleares, ha de ser confinado en contenedores que suelen estar diseñados para una vida de 50 años o incluso más. La construcción prevista del Almacén Temporal Centralizado (ATC) exige que la práctica totalidad de las operaciones de soldeo (incluyendo amolado, limpieza de cordones, exámenes no destructivos y distensionado) de

las cápsulas de almacenamiento no pueden ser realizadas manualmente sino de forma remota. Por ello principal objetivo del proyecto es el desarrollo de una celda automatizada de soldadura e inspección, para el cierre remoto de contenedores metálicos. La celda ha de incluir por sistemas robóticos que permitan trabajar en remoto y que presentarán diferentes manipuladores finales, de tal manera, que puedan realizar operaciones de soldadura, amolado, examen no destructivo y distensionado.

- **Optimización del diseño de cápsulas y bastidores para el ATC.** Este ha sido un trabajo de colaboración con las empresas públicas ENSA y ENUSA para optimizar el diseño de las cápsulas de almacenamiento de combustible gastado a utilizar en la fase de almacenamiento. Se ha desarrollado en dos etapas buscando los objetivos siguientes:
 - una primera de optimización técnica a nivel de I+D de la cápsula para el diseño y desarrollo del ATC,
 - y una segunda para confirmar la optimización de la capsula ya desarrollada, preparar las especificaciones técnicas para la protección industrial del modelo desarrollado, su futura fabricación según las necesidades que se establezcan y soportar las autorizaciones para la implantación de las cápsulas en la explotación del ATC.

Se han identificado las condiciones analizadas y se han establecido los límites de aplicación de los estudios realizados en el proyecto de I+D+i para la optimización de las cápsulas del ATC para el combustible de las centrales españolas. Se ha fabricado en las instalaciones de ENSA una cápsula PWR 17x17 compuesta por los subconjuntos confinamiento y bastidor, que tras unas pruebas hidráulicas y de helio, se ensamblaron formando el conjunto final (Figura 5-29).

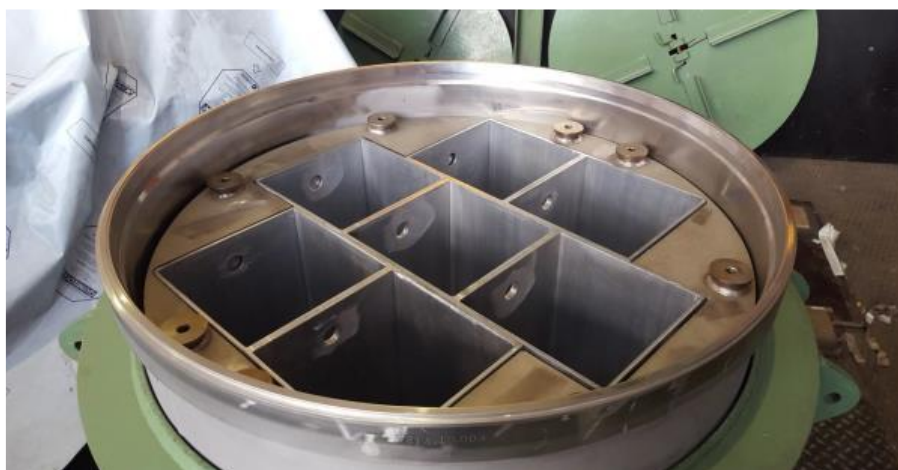


Figura 5-29: Vista superior del conjunto formado por bastidor, tubos para elementos de combustible, y confinamiento, abierto

- **Análisis y diseño de un sistema automatizado de inspección y reparación por soldadura en celda caliente.** El objetivo principal del proyecto es el desarrollo de un sistema automatizado de inspección y reparación de la soldadura de cierre de capsulas de almacenamiento de combustible nuclear gastado dentro de una celda caliente. El alcance de las actividades a desarrollar incluye las siguientes áreas: estudio, análisis y diseño de un sistema de inspección de soldadura en celda caliente que evite la manipulación humana directa, ajustándose a los requisitos impuestos por la normativa al respecto, y diseño y

desarrollo de un sistema automático que permita reparar los defectos que pudiesen aparecer en la unión soldada tras el proceso de inspección (Figura 5-30).

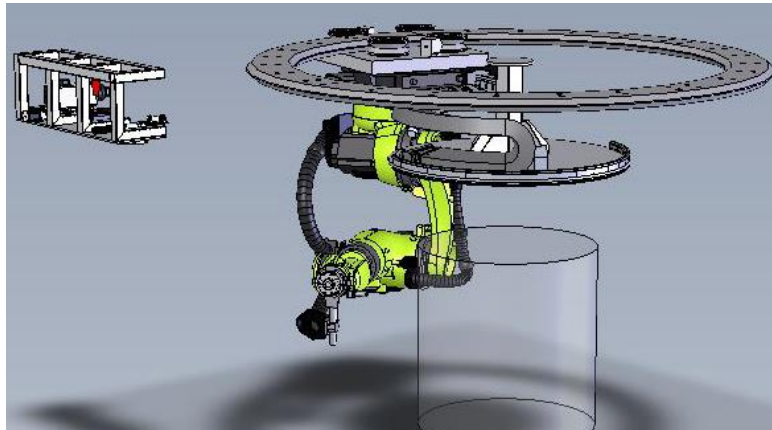


Figura 5-30: Diseño de un sistema automatizado de inspección y reparación por soldadura en celda caliente

- **Sistema integral de soldadura, inspección y corte de cápsulas en ambiente de alta radiación.** El proyecto pretende desarrollar un sistema integral de soldadura, inspección y corte de cápsulas en ambiente de alta radiación y alta temperatura, y con acceso humano restringido, distinto a lo ya desarrollado previamente. Las cápsulas objeto de este proyecto serán capaces de albergar combustible nuclear usado. El objetivo definido para este ha sido investigar, desarrollar y definir un sistema integral de soldadura, inspección y corte de cápsulas en ambientes de alta radiación, mediante la aplicación de nuevas tecnologías emergentes: soldadura y corte láser, inspección por técnica EMAT, robotización de actividades mediante estación de trabajo multitarea, visión remota, colocación de tapas, etc. (Figura 5-31).

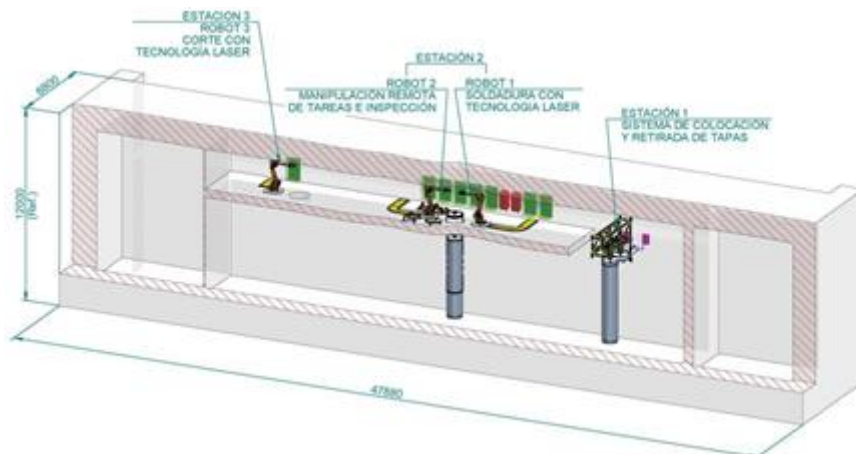


Figura 5-31: Vista en 3D del túnel de transferencia de una instalación típica de almacenamiento en bóvedas

- **Estudio de cápsulas a gestionar en la instalación ATC y trabajos asociados.** Las cápsulas de combustible gastado contendrán alojados los elementos de combustible durante el período de almacenamiento en seco en las bóvedas. Estas cápsulas se diseñan de tal modo que constituyan la doble barrera de confinamiento durante todo el período de almacenamiento. En este proyecto se hará el diseño de detalle y la documentación preceptiva necesaria para dichas cápsulas. Por otra parte, también se realizará 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 podrá cumplir con los criterios de aceptación de combustible gastado que están siendo desarrollados. Estas cápsulas permitirán la gestión segura del combustible clasificado como dañado y su almacenamiento en las condiciones óptimas. Adicionalmente, también será objeto del proyecto el desarrollo de un estudio de viabilidad tecnológica de un "sistema adicional de manejo y ventilación asistida con Argón", que será 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 permitirá 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 incluye el análisis de seguridad frente a riesgo de criticidad de los pozos secos de almacenamiento transitorio de combustible gastado de las celdas de descarga.

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Estudio de materiales (ensayos en laboratorio de erosión/ infiltración/ evapotranspiración) y gestión de datos sensores.
- Banco de ensayos de hormigones y arcillas con sensores.
- Estudio de las capas de cobertura (ensayo en el C.A. El Cabril).
- Recientemente se ha iniciado un seguimiento del proyecto SCHEDULE (*Steel Concrete High Efficiency Demonstration EUropean CoLaborative Experience*) del que se pretende obtener información valiosa en cuanto a la construcción modular de instalaciones nucleares mediante el uso de placas mixtas hormigón-acero que podrá incorporarse a los activos científicos de Enresa.
- Continuación del estudio de las cápsulas a gestionar en la instalación ATC y trabajos asociados.
- Acondicionamientos de elementos combustibles / barras en botellas estancas.
- Desarrollo de tecnologías para el blindaje de cámaras de televisión en circuito cerrado sometidas a ambiente de alta radiación.
- Estudio de diseño conceptual de corte y reapertura de las cápsulas tipo multipropósito para combustible gastado.
- Validación del sellado por soldadura láser de la cápsula en ambiente de alta radiación.
- Equipo de inspección en seco para la identificación de elementos combustibles con fugas que se almacenarán en seco.
- Fabricabilidad y demostración tubos de almacenamiento y suelo intermedio.
- Gestión de vida de las barreras de confinamiento metálicos en el ATC.
- Cápsulas (compatibilidad con sistemas de gestión y almacenamiento del ATC, del AGP y con los requisitos del transporte).
- Desarrollo de nuevas tecnologías para la descontaminación de cápsulas en seco.
- Disposición directa contenedores – cápsulas.

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, la zona de influencia del ATC, los emplazamientos correspondientes a las centrales nucleares en desmantelamiento, e incluso estudios conceptuales para un AGP como los proyectos Modern. 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 han seleccionado para incluir en este documento los siguientes proyectos por su representatividad:

- **Contenedor tipo CE-2a instrumentado en el C.A. El Cabril.** 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).

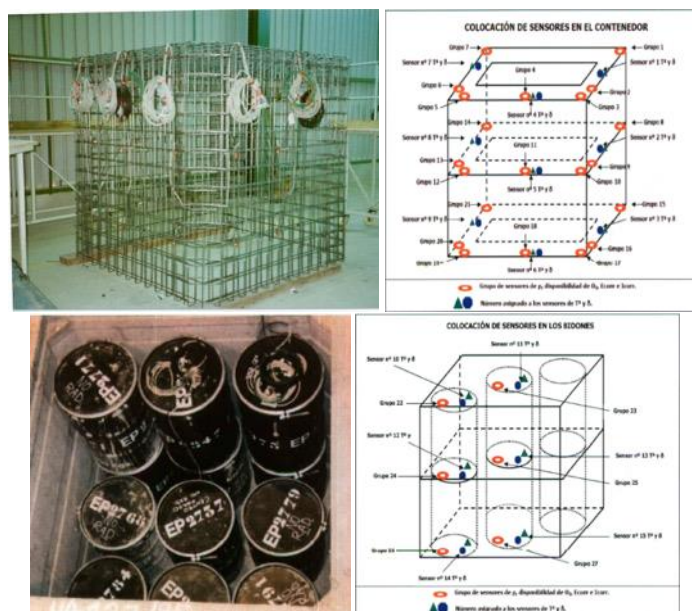


Figura 5-32: Armadura del contenedor instrumentado y cableado de sensores, esquema con la distribución de sensores en el contenedor (arriba); distribución bidones instrumentados en el interior del contenedor; esquema de sensores en los bidones (abajo)

- **(Ficha 3.4.14) Estudios de interacción agua-roca en Villar de Cañas.** El proyecto se ha planteado con el objeto de conocer el papel que juegan los mecanismos de interacción agua-roca en los procesos de migración de contaminantes del almacenamiento temporal

centralizado que se ubicará en Villar de Cañas (Cuenca). Se han planeado para ello actividades de caracterización hidrogeoquímica tanto en aguas superficiales como en sondeos perforados en el emplazamiento. Con la caracterización hidrogeoquímica se pueden obtener los parámetros de migración involucrados en la estabilidad e idoneidad química del emplazamiento (Figura 5-33).

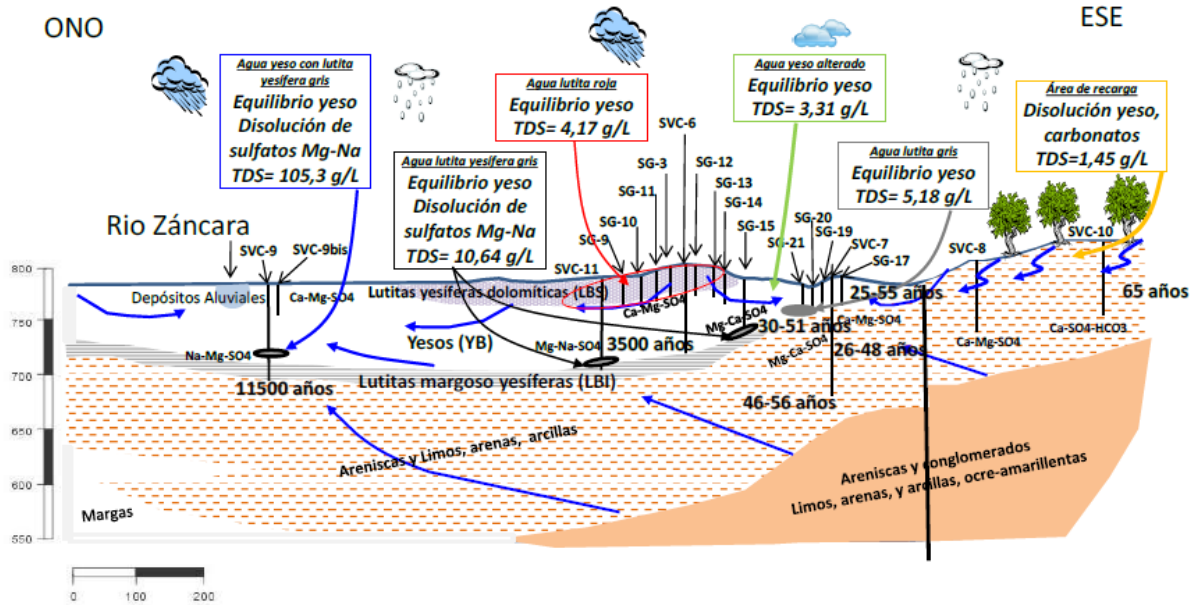


Figura 5-33: Modelo conceptual de funcionamiento hidrogeoquímico del emplazamiento del ATC en una sección ONO-ESE

- Modelación del comportamiento hidrogeoquímico de emplazamientos en sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos.** El proyecto de investigación trata del estudio de los procesos de interacción agua-roca y el comportamiento hidrogeoquímico del C.A. El Cabril. Son varios los objetivos del proyecto: la caracterización hidrogeoquímica de las aguas subterráneas del entorno de las plataformas de almacenamiento de residuos; actualizar el modelo de funcionamiento hidrogeoquímico para poder establecer las condiciones iniciales previas a la construcción de nuevas plataformas en el futuro; establecer los fondos geoquímicos de los parámetros clave del agua subterránea del área de ubicación de las futuras celdas para residuos de muy baja actividad; determinar el aporte de datos hidrogeoquímicos fundamentales para desarrollar los modelos numéricos de transporte de flujo en el emplazamiento; conocer el modelo de funcionamiento hidrogeoquímico de las formaciones del emplazamiento y especialmente la evolución y características del agua subterránea hasta las profundidades que sean necesarias para establecer el modelo de flujo; conocer los componentes móviles del sólido y los mecanismos y condiciones de movilización-retención de los contaminantes. Los resultados sirven de 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 (Figura 5-34).

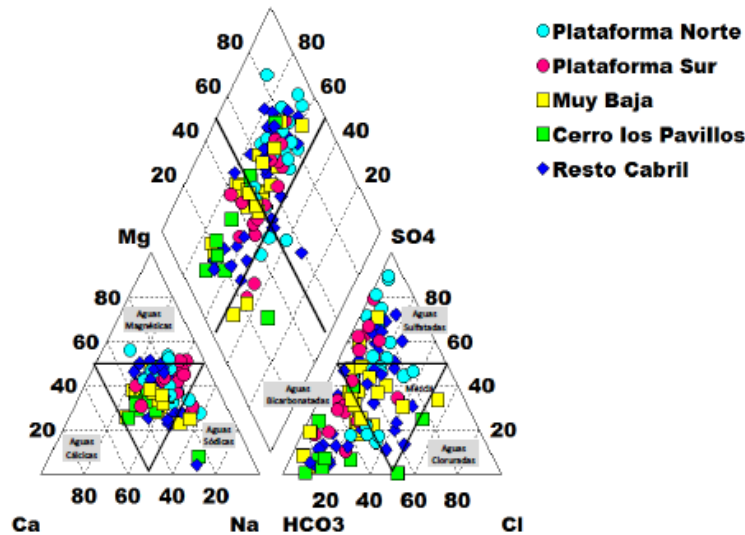


Figura 5-34: Diagrama de Piper de las aguas subterráneas del C.A. El Cabril durante el año 2016 (Ficha de memoria 3.4.19)

- Proyecto *Development and Demonstration of monitoring strategies and technologies for geological disposal, Modern2020* (Euratom, H2020).** El almacenamiento definitivo en repositorios geológicos del combustible nuclear gastado y residuos radiactivos de vida larga debe abordar aspectos no sólo técnicos sino también sociales en su concepción y desarrollo, y la monitorización del repositorio puede contribuir a ambos. Con la monitorización se obtiene una mejor comprensión de la evolución de los componentes y, por lo tanto, permite apreciar las posibilidades de optimización. Puede asimismo contribuir a que el público en general y las partes interesadas conozcan los procesos que ocurren en el repositorio y, por lo tanto, puede ayudar a satisfacer las inquietudes existentes y utilizarse para ganar confianza en el repositorio geológico. Partiendo de los resultados del Proyecto MoDeRn, el objetivo general del Proyecto Modern2020 es proporcionar los medios para desarrollar e implementar un programa de monitorización operacional de repositorios a la vez eficaz y eficiente, que estará dirigido por las necesidades de las “evaluaciones de seguridad”, y que tendrá en cuenta los requisitos específicos de los diferentes países (inventarios, rocas alojante, conceptos y reglamentaciones) y las expectativas de los interesados (en particular las de los más próximos al repositorio potencial). El proyecto terminará en 2019 y los resultados se darán a conocer en la 2nd *International Conference on Monitoring in Geological Disposal of Radioactive Waste* (Figura 5-35).

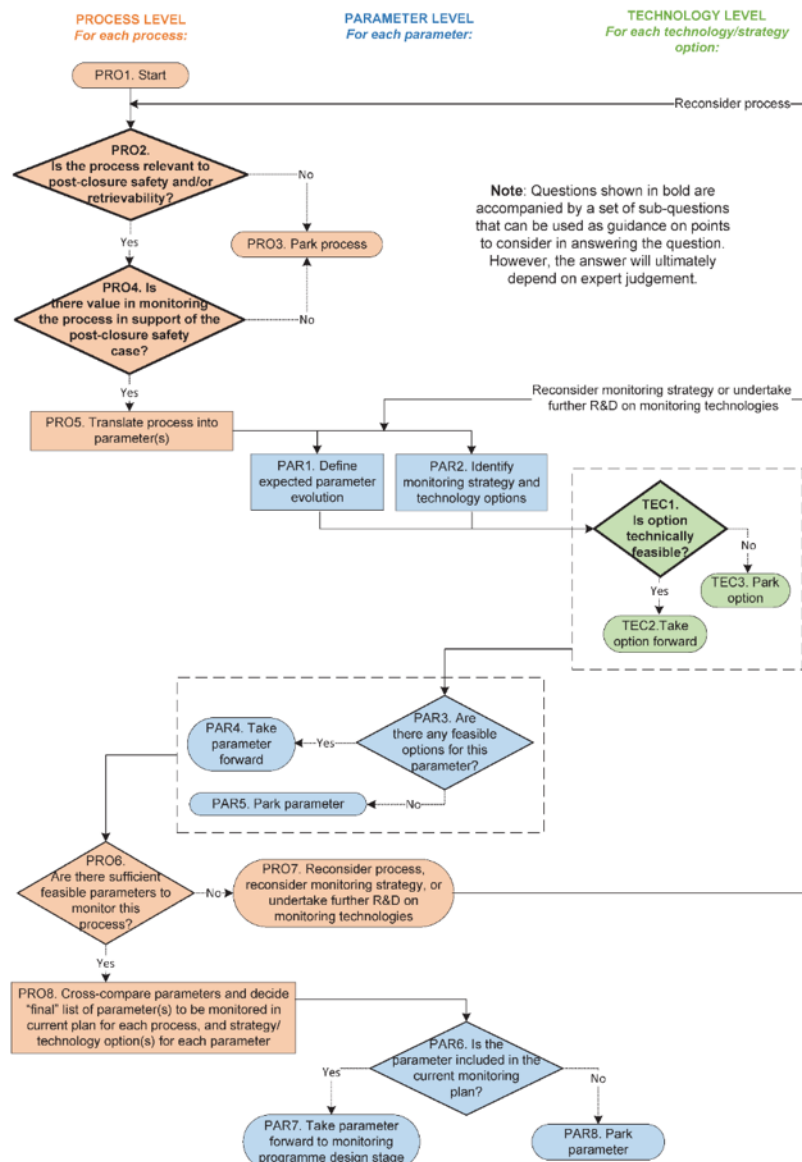


Figura 5-35: The Modern2020 Screening Methodology

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

La temática de los proyectos que se plantean para el 8 Plan de I+D es la siguiente:

- Enfocados a emplazamientos:
 - Caracterización y modelización hidrogeológica e hidrogeoquímica de los emplazamientos de Enresa: C.A. El Cabril, ATC, Vandellós I, José Cabrera, y se comenzará con Santa María de Garoña.
 - Investigación de los procesos de disolución / precipitación en el entorno del ATC y su evolución a largo plazo.
 - Caracterización termo-hidro-mecánica y geoquímica de terrenos.
 - Terminación del proyecto del Programa Marco H2020, Modern2020.

- En elementos de las barreras de ingeniería:
 - Equipos y gestión datos contenedor instrumentado CE-2a Cabril, de las celdas de almacenamiento instrumentadas de las plataformas, y de las capas de cobertura.
 - Campaña de evaluación de sensores en el ATI de José Cabrera.
 - Desarrollo de equipos de inspección / monitorización de sistemas de almacenamiento / transporte.
 - Monitorización de H-3 y C-14 en celdas RBMA y RBBA (equipos y muestras).
 - Desarrollo de equipos y metodologías de monitorización de hidrógeno y gases nobles.
 - Desarrollo de los sistemas de monitorización e inspección de los sistemas de confinamiento.
 - Desarrollo de los sistemas de monitorización e inspección de las estructuras civiles.

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

- **Modelización THMQ del campo próximo del ATC de Villar de Cañas.** En este proyecto se ha desarrollado un modelo numérico que permite simular el comportamiento termo-hidroquímico-mecánico del campo próximo al Almacén Temporal Centralizado de Villar de Cañas. Dado el estado actual de desarrollo de la técnica, un modelo de este tipo es la herramienta más apropiada para predecir en el tiempo la evolución funcional del ATC. Se plantearon predicciones a corto (un año), medio (cinco años) y largo plazo (60 años) del comportamiento del sistema (Figura 5-36).

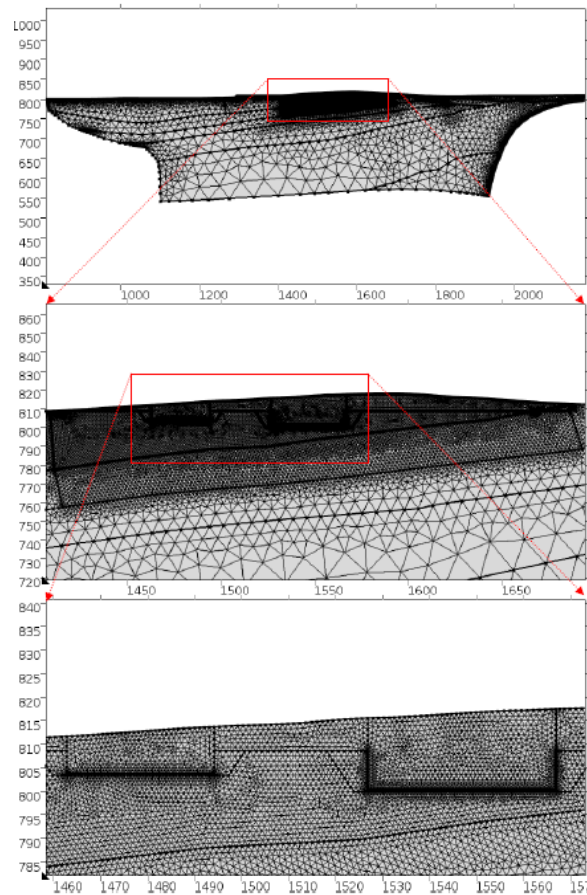


Figura 5-36: Modelo de elementos finitos empleado en los análisis del campo próximo del ATC

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Optimización de los métodos de medida del I-129 en aire
- Desarrollo de una metodología de análisis integrado de seguridad (ISA) y su integración en el Estudio de Seguridad del ATC.
- Análisis de la viabilidad de implementar una aproximación gradual de la seguridad en los análisis del ATC.

5.1.6.2 Línea 4.2. Modelación de procesos y sistemas

Se ha trabajado en los siguientes temas:

- Modelación, creando el modelo hidrogeológico o mejorando las prestaciones del existente, de los emplazamientos de Enresa.
- Preparación de herramientas numéricas con las que calcular el impacto sobre hormigones estructurales, sean éstos en masa, hormigones armados, teniendo en cuenta adherencias y hormigones armados con fibra.
- Modelos para analizar los efectos que se ejercen mutuamente el terreno en que se construirá el ATC, y las propias instalaciones del ATC.

Actividades realizadas

- **Predicción de efectos de explosiones e impactos en estructuras de hormigón reforzado con fibras.** El objetivo general del proyecto es proporcionar un marco general de análisis de estructuras de hormigón reforzado con fibras sujeto a los efectos de explosiones y penetración por proyectiles. Este proyecto complementa el anterior (ver ficha 4.2.08). Se desarrollará un modelo avanzado de comportamiento del hormigón reforzado con fibras cortas a deformaciones grandes y a tasas elevadas de estas deformaciones que pueden resultar de explosiones e impacto por proyectiles. Dicho modelo se basará en la teoría de microplanos, que respeta la mesoestructura del material y que tenga en cuenta la fisuración y daño por explosiones e impactos de proyectiles. El nuevo modelo se verificará y se calibrará utilizando datos de ensayos disponibles en la literatura que simulan escenarios provocados por accidentes y terrorismo (Figura 5-37).
- **Modelización del comportamiento del hormigón armado sometido a explosiones y penetración teniendo en cuenta la adherencia de las armaduras.** El proyecto tiene 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 basará en el modelo M7R (Ficha 4.2.09), 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. El nuevo modelo numérico se verificará y se calibrará 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 simularán los efectos de explosiones y la penetración concurrentes.

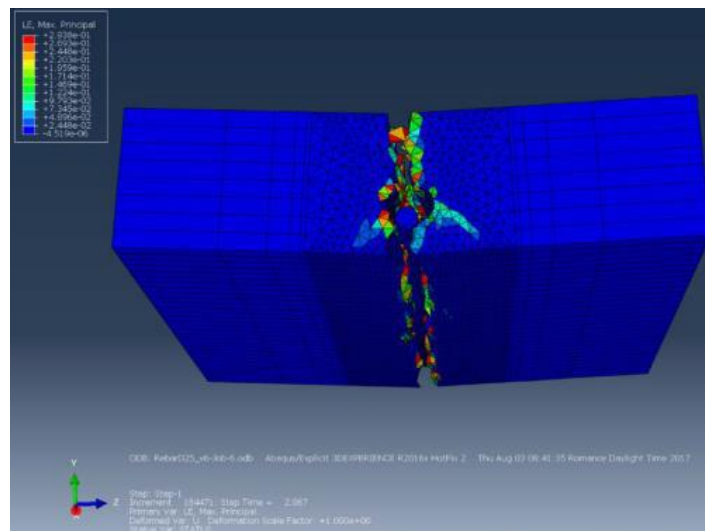


Figura 5-37: La forma deformada del modelo hormigón-barra corrugada al arrancamiento completo de la barra

- **Modelo de la evolución hidrogeoquímica de la FUA.** El modelo matemático de flujo y transporte de uranio en el entorno de la Fábrica de Uranio de la Andújar (FUA) se ha de contrastar y revisar permanentemente con los datos de campo obtenidos de forma regular por Enresa. Los resultados de estas actividades de contraste y revisión deberán tenerse en cuenta en los Informes anuales y revisiones futuras del Plan de Vigilancia y Mantenimiento del emplazamiento. En el modelo se han de incorporar las obras civiles realizadas en el entorno del dique de estériles que puedan afectar al funcionamiento hidrogeológico del entorno.
- **Caracterización y modelación hidrogeológica del entorno de las instalaciones de El Cabril.** En este proyecto se desarrolla y aplican metodologías modernas a un conjunto de temas de interés hidrogeológico necesarios para atender de forma adecuada las condiciones impuestas por el Consejo de Seguridad Nuclear. El Cabril y su entorno presentan la singularidad de ser una zona extensamente monitorizada tanto en espacio (más de 200 puntos de medida), como temporal (más de 20 años de medidas en continuo). Entre estos temas se pueden encontrar: ensayos hidráulicos, ensayos de trazadores, evaluación de la recarga en sistemas complejos, y análisis de seguridad y evaluación del comportamiento. Este modelo se ha ido extendiendo hasta incluir, con el grado de detalle preciso, las celdas 29 y 30 para el almacenamiento de RBBA (Figura 5-38).

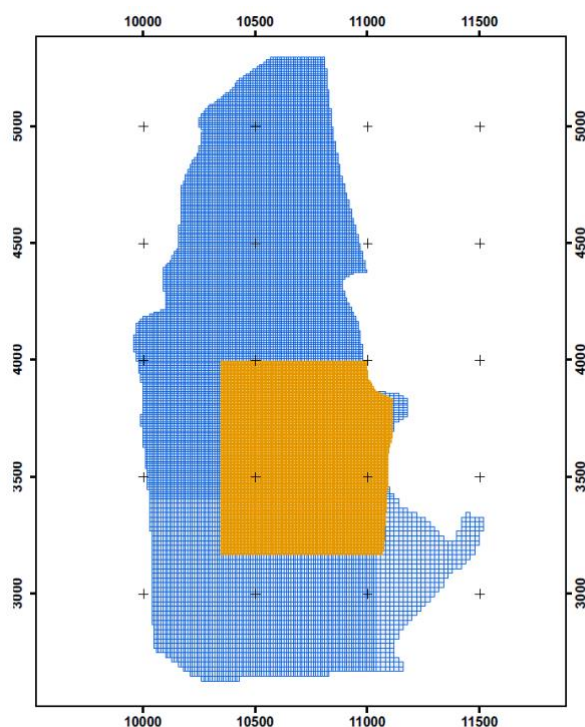


Figura 5-38: Modelo de detalle (naranja) superpuesto al modelo regional del C.A: EL Cabril

- **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.** En este proyecto se simula la interacción suelo-estructura en edificios singulares, mediante estrategias que permiten 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 tiene 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. El proyecto terminará en 2019 (Figura 5-39).

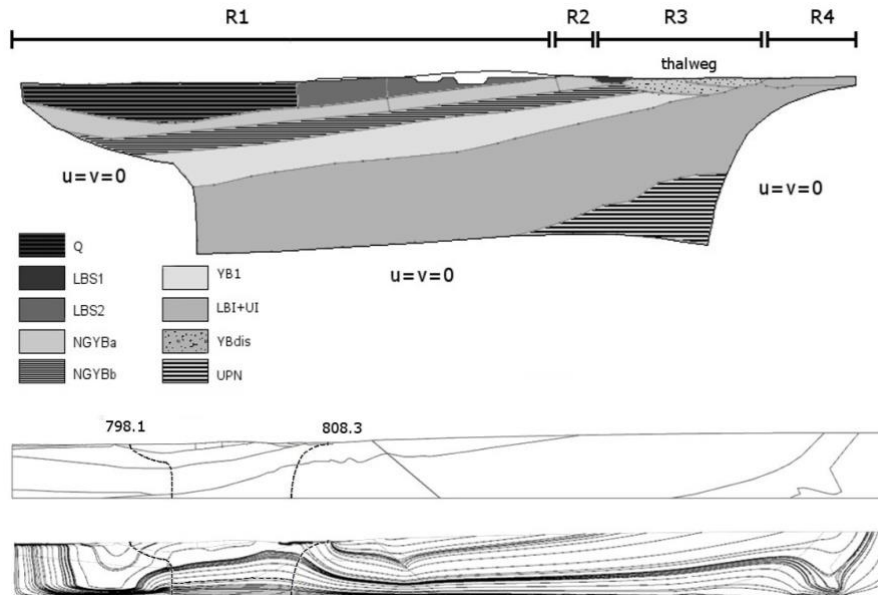


Figura 5-39: Dominio del modelo del ATC

- **Modelización del flujo de las aguas subterráneas del emplazamiento del ATC.** El programa de trabajo que se estableció está encaminado a profundizar en la comprensión de los procesos de flujo hidrogeológico y de transporte reactivo geoquímico que tienen lugar en las barreras naturales y de ingeniería de sistemas de almacenamiento de residuos radiactivos y cuantificar mediante modelos numéricos la evolución de estos materiales. Se estudia el sustrato geológico de instalaciones relacionadas con el almacenamiento de residuos, modelando su comportamiento y la migración de radionucleidos. Se incluye en el modelo la hidrogeología e hidrogeoquímica del sustrato geológico del Almacén Temporal Centralizado (ATC) de Villar de Cañas, en particular de la formación en la que se cimentarán la mayor parte de estructuras de la instalación, es decir, la formación de lutitas yesíferas dolomíticas (Figura 5-40).

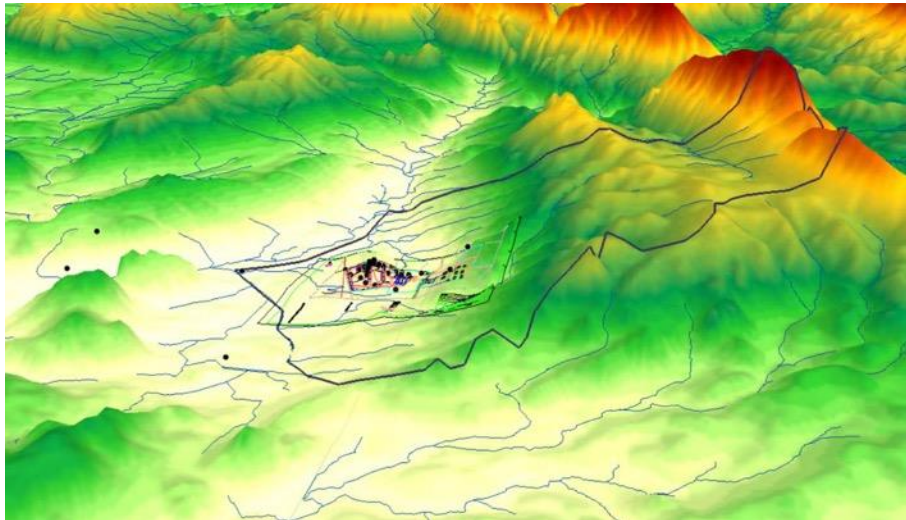


Figura 5-40: Vista tridimensional de las inmediaciones del emplazamiento del ATC mostrando los límites del modelo tridimensional (línea negra).

- **Actualización del modelo matemático del flujo de aguas subterráneas y del transporte de solutos en el entorno de la CNJC, y el análisis integrado de los datos.** El objetivo perseguido es realizar una actualización del modelo matemático (Código PMWIN) del flujo de agua subterránea y del transporte de solutos disueltos del entorno de la central nuclear José Cabrera desarrollado a requerimiento del CSN, en función de las conclusiones de los estudios de campo: geológicos, topográficos, hidrológicos, hidrogeológicos, hidrogeoquímicos, etc. realizados en la zona desde la creación de dicho modelo en 1997. La actualización del modelo hidrogeológico se ha adaptado a la versión del código PMWIN, denominada Processing Modflow Pro v8.0.28. Dicha versión del código PMWIN está plenamente aceptada y validada, y es utilizada internacionalmente (Figura 5-41).

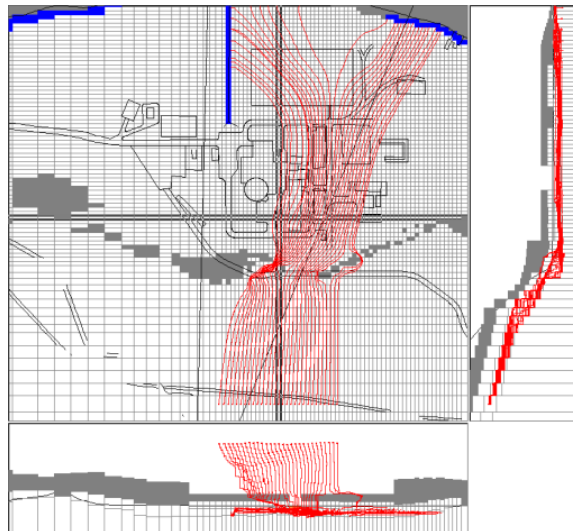


Figura 5-41: Modelo hidrogeológico de los terrenos donde se construyó la central nuclear José Cabrera

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

Además de completar los proyectos que no han finalizado, como son i) a modelización del comportamiento del hormigón armado sometido a explosiones y penetración teniendo en cuenta la adherencia de las armaduras, y ii) la interacción suelo - estructura en edificios singulares, modelo avanzado del efecto del clima, el drenaje y el proceso de excavación, para

distintos tipos de cimentaciones y modelos de suelo, se plantea la realización de proyectos sobre los temas siguientes:

- Participación en el Programa Conjunto Europeo (EJP) presentado en septiembre de 2018 para su evaluación, dentro del Programa Marco H2020, en dos paquetes de trabajos siguientes:
 - UMAN, Uncertainty Management multi-actor Network.
 - DONUT, Development and Improvement Of Numerical methods and Tools for modelling coupled processes
- Participación en el proyecto internacional DECOVALEX (*DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments*) que considera modelos numéricos termo-hidro-mecánicos.
- Mejoras de la modelización y metodología de evaluación de casos extremos derivados de las características de los terrenos.
- Ampliar el estudio sobre análisis de explosiones e impacto de proyectiles sobre estructuras de hormigón.
- Desarrollo de modelos de dispersión del queroseno y de análisis del incendio tras el impacto de avión.
- Desarrollo de metodologías para el cálculo de dosis proyectadas en escenarios de extensión del diseño.
- Modelización de flujo y transporte de solutos reactivos, cuyos resultados serán de aplicación en la FUA y mejoras en los modelos hidrogeológicos de los emplazamientos.
- Desarrollo de modelos termohidráulicos y de transporte para RBMA / RBBA y químicos, y aplicación en emplazamientos de Enresa.
- Análisis generación de gas por corrosión de metales y efectos en contenedores almacenados.

5.1.6.3 Línea 4.3. Restauración ambiental

Se han completado los proyectos iniciados en el plan anterior.

Actividades realizadas

- **Proyecto MODAS: Desarrollos para las evaluaciones de impacto radiológico ambiental en la gestión de materiales y residuos radiactivos.** En proyectos anteriores Ciemat ha desarrollado para Enresa una metodología para la evaluación de seguridad de la biosfera en la gestión de residuos radiactivos y las correspondientes herramientas. Esta metodología incluye como aspecto primordial la modelización de la migración y acumulación de los radionucleidos en la biosfera (atmósfera, aguas superficiales o suelos) con el objetivo de poder realizar la evaluación del impacto radiológico de los radionucleidos en el medio ambiente. Este proyecto tiene como objetivo general el análisis en detalle y la mejora de la metodología que se utiliza en España para la evaluación del impacto radiológico ambiental que forma parte de los estudios de evaluación de la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos. Para ello se hace necesaria la actualización de la

metodología usando los nuevos criterios y prácticas internacionales, así como el desarrollo de modelos matemáticos más realistas para evaluar el transporte de radionucleidos en el medio ambiente.

- **Aplicación de enmiendas de “Carbocal” en la capa de suelo superficial del emplazamiento restaurado de Saelices El Chico (Salamanca).** En la mina Saelices el Chico (Salamanca) se ha llevado a cabo una intensa labor de reconfiguración de las eras de minerales agotados, mediante el extendido de las mismas (24 ha iniciales y 56 ha al final). Todo el conjunto 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. La circunstancia de que en las rocas encajantes del yacimiento hay abundante pirita, y la consecuencia es que como ésta en contacto con las aguas naturales y el aire, se provoca una acidificación de las aguas del entorno y consecuentemente la lixiviación de los metales pesados y metaloides, entre ellos el uranio. Por ello es necesario el tratamiento de los suelos para su neutralización. De esta manera podría reducirse en gran medida el riesgo de contaminación de las aguas de lixiviación y de escorrentía. 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 denominada “Carbocal”, un producto suministrado por la empresa AZUCARERA, SA. De esta manera se pretende reducir la acidez y la concentración de metales y metaloides en las aguas del entorno de la mina de Saelices el Chico. El proyecto se planteó en tres fases. La primera consistió en ensayos de laboratorio y un estudio de campo en pequeños colectores. La segunda continuó con el control de los colectores y la extensión de las pruebas a un área mucho mayor escasa de vegetación y pendientes elevadas. La tercera fase consistió en el seguimiento de las pruebas de campo (Figura 5-42).



Figura 5-42: Filosofía de los pasos a seguir para la recuperación natural asistida (con Carbocal, ejemplo del accidente de Aznalcóllar)

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Optimización en la gestión de materiales residuales NORM (OPTINORM)
- Seguimiento en campo y laboratorio de los efectos de la aplicación de enmiendas de suelo en el emplazamiento restaurado de Saelices el chico
- Proyectos de I+D sobre restauración ambiental y productos radiactivos naturales en aplicación de los resultados obtenidos en proyectos de I+D anteriores.
- Ensayos de laboratorio de barreras reactivas permeables

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, AEN, 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.

A continuación, se listan algunos de dichos proyectos e iniciativas, sin ánimo de ser exhaustivo, que han proporcionado conocimientos importantes para Enresa:

- Actividades del Comité Científico de Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR).
- Actividades de la ICRP (*International Commission on Radiological Protection*), y especialmente del Comité 5.
- *European Radioecology Alliance*, cuyo objeto es entre otros interactuar con las plataformas europeas NERIS (emergencias), MELODI (dosis bajas de radiación), y EURADOS (*European Radiation Dosimetry Group*).
- Proyectos y desarrollos del foro internacional BIOPROTA.
- Proyecto MODARIA I (*Modelling and Data for Radiological Impact Assessments*), de la OIEA, y sus predecesores EMRAS I y II.
- Proyecto STAR (*Strategic Network for Integrating Radioecology*) del Séptimo Programa Marco de la UE (2011-2015).
- Proyecto COMET (*COordination and iMplementation of a pan-European instrument for radioecology*).

Entre los casos españoles analizados en este plan destacan los estudios del impacto radiológico en la biota de las balsas de fosfoyesos de Huelva y la mina de uranio Los Ratones. Asimismo, se ha trabajado en el desarrollo de herramientas numéricas como AMBER 6.0, ERICA, CROM 8 y la plataforma CROMERICA

Actividades realizadas

- **Investigación en desarrollos y metodologías de evaluación de la cultura de seguridad aplicadas a las organizaciones de gestión de residuos radiactivos.** El proyecto ha proporcionado a Enresa soporte científico-técnico en aspectos relacionados con el desarrollo, la evaluación y el seguimiento de la cultura organizativa y de seguridad de Enresa. Se ha realizado además una evaluación externa independiente de cultura de seguridad que abarque los diferentes emplazamientos de Enresa y sus principales actividades (Figura 5-43).



Figura 5-43: Programa del proyecto Investigación en desarrollos y metodologías de evaluación de la cultura de seguridad aplicadas a las organizaciones de gestión de residuos radiactivos

- Proyecto NORMIMA: NORM: Industrias y Materiales.** Los diversos aspectos relacionados con el seguimiento de los NORM (*Naturally Occurring Radioactive Material*), tanto a nivel nacional como internacional, se han venido desarrollando como parte del programa APRA (Ficha 4.4.01). Sin embargo, las novedades regulatoras publicadas han hecho recomendable ampliar el alcance sobre estas situaciones. Se pretende así abarcar aquellos aspectos que puedan ayudar a solucionar o minimizar los problemas en los que se encuentren involucrados materiales NORM y que puedan finalmente afectar de algún modo a las actividades realizadas por Enresa. El *primer objetivo* de este proyecto es el estudio de las distintas posibilidades en la gestión de los residuos procedentes de las industrias NORM de forma que se obtenga una reducción del volumen y de las concentraciones de actividad de estos materiales cuando esto sea factible, teniendo en cuenta consideraciones radiológicas. El *segundo objetivo* es el fomento de la homogeneidad en los criterios utilizados para realizar evaluaciones radiológicas en las industrias NORM, tanto a nivel nacional como internacional. · El *tercer objetivo* es la aplicación de los últimos desarrollos en los modelos utilizados para realizar evaluaciones radiológicas, tanto en situaciones planificadas como existentes, para los distintos escenarios NORM (Figura 5-44).
- Proyecto PRCAU: Protección Radiológica, Apoyo y Recomendaciones.** La motivación de esta actividad específica radica en el hecho de que la legislación y la normativa sobre suelos contaminados fijan la atención exclusivamente en la contaminación de origen químico, ya sea orgánico o inorgánico, excluyendo a la de origen nuclear. En una situación real, sin embargo, los contaminantes conviven todos ellos en el suelo, independientemente de su origen. En el proyecto se pretende dar respuesta a la necesidad de mejora del conocimiento sobre la normativa aplicable y las metodologías utilizadas a nivel nacional y autonómico, para la liberación de terrenos contaminados por contaminantes tóxicos, que necesita Enresa de cara a responder a casos concretos donde dichos contaminantes aparecen juntamente con los radiactivos. Este proyecto tiene dos objetivos fundamentales: i), el seguimiento y participación en los desarrollos internacionales y nacionales (ICRP, OIEA, UNSCEAR, NEA/OCDE, UE), sobre la evolución de los criterios de seguridad radiológica, identificando aquellos cambios en el sistema de Protección Radiológica a nivel nacional o internacional que pudieran ser relevantes para la actividad de Enresa; y ii), conocer el estado del arte sobre las evaluaciones del impacto de los residuos tóxicos (no

radiactivos), tanto en lo referente al marco legislativo, como a las metodologías utilizadas en las citadas evaluaciones que se aplican en España, para poder conocer en detalle cual es la situación actual del tema (Figura 5-45).

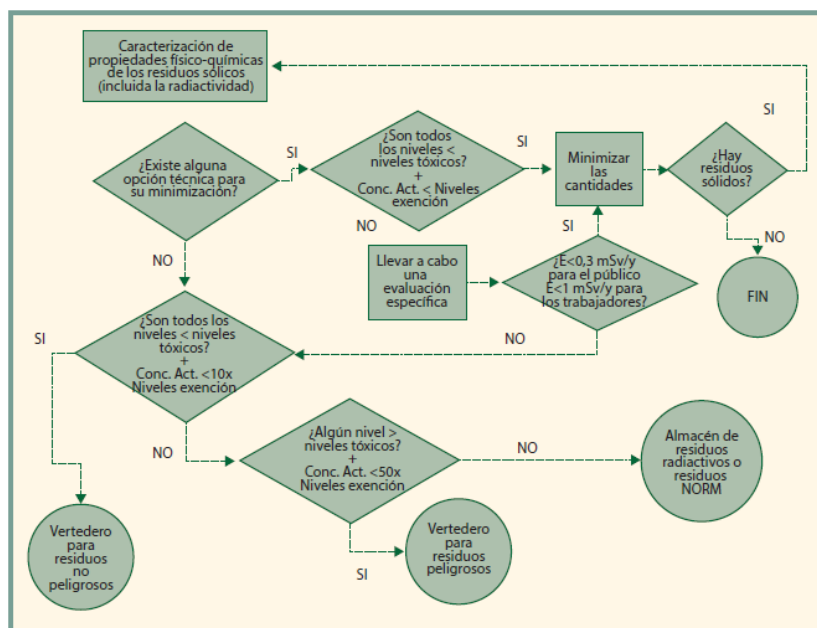


Figura 5-44: Diagrama de flujo con posibilidades para la gestión de residuos NORM [Ciemat]



Figura 5-45: Desarrollo normativo sobre suelos contaminados, en la protección radiológica

- **Proyecto ERIBIO: Evaluaciones de riesgos en la biota debidos a la exposición a radiaciones ionizantes.** Los Estados Miembro de la UE deben realizar evaluaciones de impacto medioambiental para proyectos que puedan tener un impacto en el medio ambiente, como pueden ser centrales nucleares, reprocesamiento del combustible gastado, proyectos de desmantelamiento y almacenamiento de residuos radioactivos. Dichas evaluaciones deben considerar al ser humano, la flora y la fauna, los componentes abióticos del medio ambiente (suelo, aire, agua), los bienes materiales y el patrimonio cultural, así como la interacción entre dichos factores. En las últimas décadas, se han desarrollado diversas metodologías y herramientas para realizar evaluaciones de riesgo en el hombre o en la flora y la fauna. En el proyecto PROMEDIA se realizó una revisión crítica de las metodologías y herramientas existentes para la evaluación de riesgos en biota no-humana. Lógicamente,

para la evaluación de riesgos en humanos también existen diversas metodologías y herramientas. Sin embargo, hasta el momento no se dispone de una metodología / herramienta combinada que permita realizar ambas evaluaciones de forma integrada. Este es uno de los retos a los que se enfrenta la protección radiológica. El proyecto ERIBIO tiene tres objetivos fundamentales: i, conocer los potenciales riesgos para la biota derivados de la exposición a radiación ionizante, en escenarios reales de interés nacional; ii, aplicar una herramienta combinada de cribado para la evaluación del riesgo de la exposición a radiación ionizante en humanos y biota; u iii, contribuir al desarrollo de un sistema de protección radiológica del medio ambiente y su aplicación práctica.

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Desarrollos en la metodología y el modelo genérico de evaluación de seguridad de la biosfera en El Cabril (proyecto BIOMODES)
- Proyecto de I+D sobre evaluación de impacto radiológico en instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos.
- Análisis dinámico del comportamiento de los contenedores de transporte de combustible gastado en condición de accidente de pérdida de confinamiento en el Área de Preparación.
- Se mantendrá la colaboración para incorporar al activo de Enresa las actividades que sobre el tema de protección radiológica se lleven a cabo a nivel internacional, sean resultados de comités de expertos, proyectos, iniciativas, o desarrollos de herramientas de cálculo de reconocida solvencia.

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.

Se ha completado un proyecto iniciado en el plan anterior.

Actividades realizadas

- **Estudio del balance hídrico superficial en las zonas de influencia de las plataformas de almacenamiento de residuos de El Cabril.** En un proyecto anterior dedicado al estudio del balance hídrico superficial en EL Cabril determinó una metodología, se instalaron unos equipos instrumentales para la medida de los componentes del balance hídrico, como para la toma de datos en campo, que se ha demostrado apropiada. Este nuevo proyecto se ha planteado porque se considera necesario investigar su aplicación a la zona más antropizada de El Cabril, es decir, el terreno de influencia de las plataformas en las que se encuentran situadas las celdas de almacenamiento de residuos de baja y media actividad. Los objetivos del proyecto fueron: i) aumentar el número de medidas experimentales de las componentes del balance hídrico en planta, y continuar con los trabajos de caracterización de la textura superficial y de la velocidad de infiltración del suelo; ii), adaptación de la metodología e infraestructuras a la zona de influencia de las plataformas, así como a una nueva especie representativa del clima, el lentisco (*Pistacia lentiscus*); y iii) estudiar el balance superficial de las subcuencas en las que se encuentran situadas las celdas de almacenamiento RBMA (Figura 5-46).



Figura 5-46: Infraestructura experimental instalada en la Cantera de los Palos (C.A. El Cabril) para medir la escorrentía cortical (Ec) y la trascolación (Tr)

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

- Balances hídricos superficiales en parcelas con vegetación heterogénea.
- Cuantificación y modelización del transporte de elementos y compuestos orgánicos e inorgánicos por la infiltración y la escorrentía sub-superficial (hipodérmica) en materiales sedimentarios.

5.1.7 Área 5. Actividades horizontales: infraestructura de apoyo, coordinación, gestión del conocimiento

Esta área horizontal incluye las actividades relacionadas con el equipamiento analítico y tecnológico del Centro Tecnológico del ATC, del Centro Tecnológico Mestral, 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 (Centros Tecnológicos)
- Línea 5.2, Coordinación
- Línea 5.3, Gestión de activos

5.1.7.1 Línea 5.1, Apoyo a infraestructuras (Centros Tecnológicos)

Las actividades que se planifican son semejantes a las del Plan anterior, 2014-2018, ya que el retraso acumulado en el ATC, principal destinatario de esta línea de I+D, ha impedido el comienzo de los proyectos previstos. Así se consideraron, y se trasladan a este periodo, actividades de I+D centradas en el apoyo al diseño y equipamiento del **Centro Tecnológico del ATC**.

El Laboratorio ya construido necesita desarrollar programas específicos, así como el diseño de su equipamiento acorde a los programas que se definan.

También abordará la tecnificación de los **laboratorios del Centro de Almacenamiento El Cabril**, para poder abordar estudios de I+D que impliquen el uso de laboratorios activos.

Las mejoras necesarias que faciliten las actividades en el **Centro Tecnológico Mestral** son igualmente objeto de esta línea de I+D.

Para el periodo 2019 – 2023 se plantearán proyectos de I+D de apoyo al diseño y análisis del equipamiento del Centro Tecnológico de Enresa, en lo referente a análisis de equipamientos, desarrollo de programas de investigación e interacción con otros centros tecnológicos.

Serán de especial relevancia los desarrollos orientados al diseño de prototipos de entrenamiento, especialmente adaptadas a las características específicas de la operación del ATC, y a la puesta en operación de las instalaciones.

Se tienen identificadas las siguientes líneas para preparar proyectos:

- Simulación física de celda caliente mediante prototipos.
- Validación mediante prototipos de procesos del túnel de transferencia, como son inspección de soldaduras en cápsulas, secado e inertización, etc.
- Investigación sobre las tecnologías de ciberseguridad y su aplicación al ATC.
- Estudio de capacidades digitales para el seguimiento de las situaciones de emergencia y accidentales en el ATC.
- Laboratorios del centro tecnológico del ATC: equipamiento, puesta en marcha, y verificación y analítica (incluyendo *peer review*).
- Equipos de caracterización de materiales.
- Equipo de espectrometría de masas con aceleradores (AMS) de alta energía para isótopos de difícil medida utilizable en la gestión de RBBA, RBMA y RE.

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.

La actividad de coordinación será especialmente relevante considerando el nuevo papel que el Centro Tecnológico del ATC debe jugar en la coordinación e integración de la I+D de Enresa. Deberán establecerse los procedimientos operativos con relación de las organizaciones que participan en la I+D y los programas y las propias capacidades de Enresa.

En ese sentido y dentro del apartado de coordinación se abordarán las siguientes actividades:

- Participación activa en los comités ejecutivos / directores de las plataformas CEIDEN, PEPRI e IGD-TP.
- Informes de seguimiento de los proyectos de I+D de Enresa.
- Documentos de seguimiento de la I+D nuclear a nivel nacional que incluya la gestión de residuos radiactivos.
- Seguimiento de la I+D a nivel internacional en el campo de los residuos radiactivos. Serán de especial relevancia los proyectos promovidos por la plataforma IGD-TP, Euratom, OIEA y AEN-OCDE.
- Participación en el proyecto RIDD (Regulator Implementer Dialogue, AEN-OCDE).

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 de El Cabril), hasta ya cientos de generaciones cuando se trata de un AGP. La gestión de residuos en el ATC, siendo temporal, tendrá una duración de no menos de 60 años, tres 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.

Actividades realizadas

Las actividades más relevantes realizadas en el plan recientemente terminado han sido:

- Preparación, a nivel interno de Enresa, de las **fichas de memoria** de los proyectos de los últimos planes de I+D. Este documento (Figura 5-47) sirve de resumen y memoria del proyecto a que se refiere. Además parte de él puede utilizarse con carácter divulgativo. En el anexo 1 se incluyen las fichas de memoria que se han previsto dentro de los planes 6 y 7 de Enresa (2008-2013, 2014-2018).

La parte con carácter divulgativo se presenta en las dos caras de una hoja. Se incluyen datos de identificación (plan de I+D, área y línea, códigos de adjudicación, fechas de ejecución, organizaciones involucradas, jefe de proyecto de Enresa, título), imágenes representativas,

objetivos y justificación, y plan de trabajo, en la cara 1. La cara 2 contiene un resumen, y resultados y conclusiones, además de una reseña de la referencia principal.

Adicionalmente se añaden tantas hojas como sean necesarias con un listado de la documentación seleccionada del proyecto: documentos del expediente administrativo, informes de progreso, informes temáticos, informe(s) final(es), documentación de diseminación del conocimiento, documentación sobre reuniones, software, bases de datos, etc.



Figura 5-47: Estructura de una ficha de memoria

- **Records, Knowledge Preservation and Memory (RK&M)** es una iniciativa de la AEN-OCDE. Este es un proyecto bajo la responsabilidad del Comité para la Gestión de Residuos Radiactivos (*Radioactive Waste Management Committee (RWMC)*), con un ámbito temporal que ha ido de 2011 a 2018. En el proyecto se parte del concepto de almacenamiento geológico profundo para los residuos radiactivos, de que éstos serán estables y aislarán los residuos de la biosfera, es decir intrínsecamente seguros, sin necesidad de presencia o intervención humana. El objeto del proyecto es que no se pierda la información necesaria para que generaciones futuras puedan tomar decisiones informadas sobre los repositorios de residuos radiactivos tiempo atrás clausurados. Se ha concluido con la preparación de varios informes que se publicarán a partir de 2019. El Centro de Almacenamiento de El Cabril ha sido un caso de estudio (Figura 5-48).
- Participación en el grupo de trabajo para el desarrollo del proyecto **base de datos FEP's** de la AEN OCDE. La base de datos de FEP reúne características, eventos y procesos relacionados con el repositorio geológico profundo de residuos radiactivos. Se han preparado para que sirvan de ayuda a programas nacionales para identificar, clasificar y seleccionar a los FEP en la evaluación de la seguridad.
- Participación en grupos de trabajo relacionados con gestión y preservación del conocimiento, de las capacidades.

- Dentro de la plataforma de I+D española en energía nuclear de fisión, CEIDEN, se participa en el Grupo de trabajo gestión del conocimiento denominado KEEP (*Knowledge Exchange, Elicitation and Preservation*) que recientemente se ha fusionado con el grupo de trabajo de formación “Formación +”.
- En la plataforma europea IGD-TP (*Implementing Geological Disposal Technology Platform*) se participó en el grupo de trabajo denominado CMET “*Competence Maintenance, Education and Training CMET Working Group*”. Las actividades se han dado por concluidas en 2016, y uno de los resultados, probablemente el más sobresaliente, es que se creó un grupo de personas (entidades) involucradas, que no se ha diluido tras la finalización de CMET.

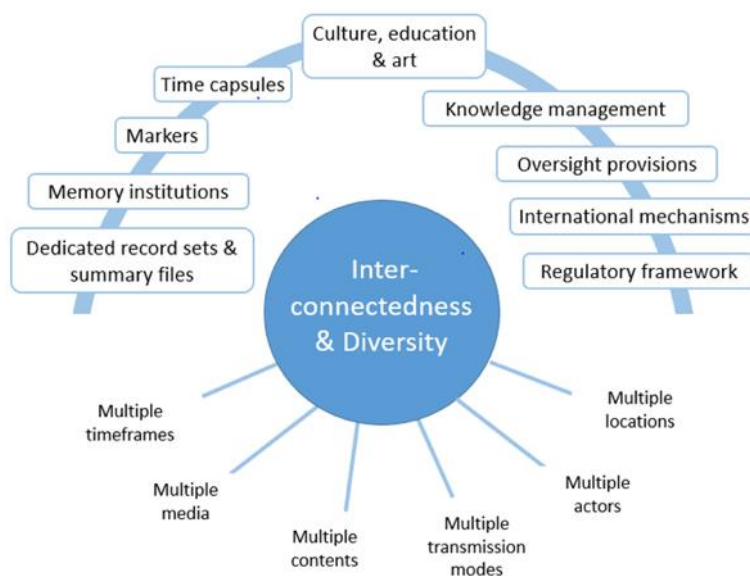


Figura 5-48: Estrategia sistémica desarrollada en la iniciativa RK&M de la AEN-OCDE [Informe final de la iniciativa RK&M]

Actividades previstas para el período 2019 – 2023

Se seguirán poniendo en valor los activos de I+D de Enresa en el próximo período, combinando los del Plan en curso con la recuperación de los activos de interés de planes anteriores.

Será muy relevante la revisión de los documentos de I+D asociados a la gestión final (AGP) tomando como partida el ATC. Para dar soporte a la “Estrategia de Alta” será necesario revisar y actualizar la documentación asociada tanto de I+D como de los proyectos de diseño y evaluación del comportamiento del AGP.

Enresa continuará participando en el grupo de trabajo KEEP+ de la plataforma nacional CEIDEN en I+D relacionado con la energía nuclear de fisión (<https://ceiden.com/programas/programa-keep/>).

Continuación de la participación de Enresa en los proyectos de carácter internacional, bien en el foro de la AEN OCDE como de la plataforma europea IGD-TP, sobre preservación del conocimiento y la memoria, la conservación de registros y accesibilidad a la información.

Se han identificado una serie de actividades a desarrollar que se prevé deberían ser realizados en colaboración con otras entidades, o mediante ayuda externa.

- Participación en grupos de trabajo de la AEN-OCDE sobre gestión del conocimiento. Necesita definirse esta actividad para los próximos años, para lo que en enero de 2019 se ha convocado un Workshop (*Information, Data and Knowledge Management (IDKM)*). Las conclusiones se presentarán en el Comité para la Gestión de Residuos Radiactivos (*Radioactive Waste Management Committee, RWMC*) a fin de evaluar la necesidad de promover una actividad que puede tomar la forma de nuevo proyecto o iniciativa, o grupo de trabajo.
- Varias actividades relacionadas con los resultados de la I+D (Consolidación activos tecnológicos, ...)
- Estudio de la experiencia operativa en los sectores industriales de alto riesgo.
- Estudio de la influencia de los sistemas socio-técnicos en la seguridad nuclear.
- Estudio de las técnicas de gestión de proyecto y obra en el mundo nuclear.
- Análisis de las capacidades que ofrece la ingeniería digital, aplicables a los programas de formación y entrenamiento del personal del ATC.

6 Presupuestos y financiación

Las actividades de I+D en gestión de residuos radiactivos forman parte de las tareas encomendadas a Enresa, como actualmente especifica el Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, “para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos”, por lo que su financiación ha correspondido a Enresa. En la Tabla 6-1 se indica la cantidad presupuestada, y la invertida, así como el porcentaje de ejecución para la realización de actividades de I+D en cada uno de los planes.

Tabla 6-1: Inversión realizada en cada plan de I+D de Enresa

PLAN	Presupuestado en el plan	Invertido	% ejecución
1º (1987 -1991)	32,1	9,2	29%
2º (1991 -1995)	43,3	37,0	85%
3º (1995 -1999)	50,4	42,1	84%
4º (1999 -2003)	29,7	35,1	118%
5º (2004 – 2009)	28,3	22,4	79%
6º (2009 – 2013)	22,3	17,8	80%
7º (2014 – 2018) (*)	27,0	14,4	53%
8º (2019 – 2023)	31,7		0%

*: Cifra de gasto provisional

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 en la Tabla 6-1.

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, compartiendo gastos y equipos, el valor de la información a generar, para la misma inversión de Enresa, será mucho mayor.

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 (el actual abarca el período 2017 – 2020).

La distribución de las cantidades (valores de incurridos a fin de 2018) correspondientes al Plan de I+D anterior, el correspondiente a los años 2014 – 2018, es la que se indica en la Figura 6-1.

En la Tabla 6-2 se indica la distribución por tipo de organizaciones que han participado en el Plan 2014 – 2018. La Figura 6-3 muestra la participación relativa del tipo de organizaciones en el Plan.



Figura 6-1: Distribución de las cantidades contratadas del plan de I+D 2014-2018 por áreas

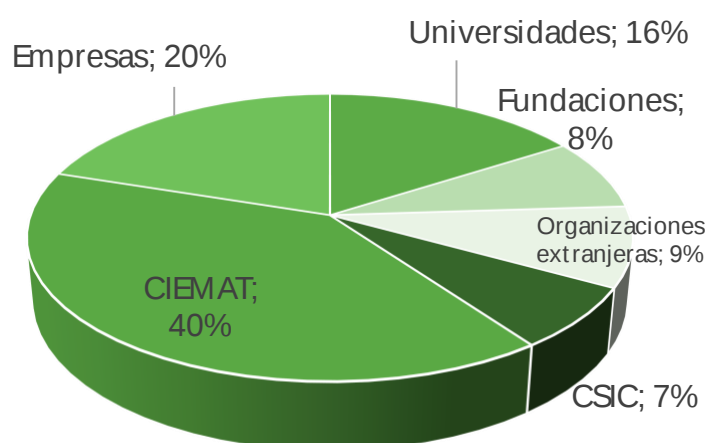


Figura 6-2: Participación en el desarrollo de los planes de I+D de Enresa 1 a 6 por tipo de organizaciones

Tabla 6-2: Organizaciones participantes en los Planes 6 (2009-2013) y 7 (2014-2018)

Tipo	Plan 6 Número	Plan 7 Número
OPIS* (separados por institutos)	6	6
UNIVERSIDAD	14	8
FUNDACIÓN	3	2
EMPRESAS	8	12
OTROS	2	3

* OPIS: Ciemat y CSIC, de éste cinco institutos:
IRNAS, CNA, IJA, IETCC, e IFIC

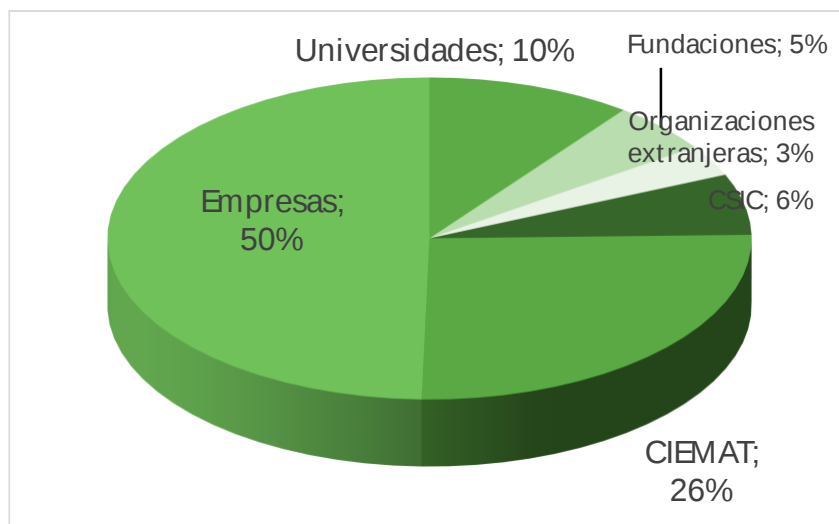


Figura 6-3: Participación en el desarrollo del 7º plan de I+D de Enresa por tipo de organizaciones

Las figuras anteriores (Figura 6-2 y Figura 6-3) muestran una diferencia importante en la importancia relativa, medida en términos de valor económico de los proyectos desarrollados. Las empresas han aumentado de un 20% hasta un 50%, y el resto, Ciemat, CSIC, fundaciones y universidades han disminuido.

La conjunción de los dos hechos que se citan a continuación ayuda a explicar esta distribución tan diferente respecto a la habitual en los proyectos de I+D de Enresa:

- El plan 2014 – 2018 ha tenido entre sus objetivos el desarrollo del ATC, y en este desarrollo las cápsulas han tenido una importancia grande. Se ha tratado de pocos proyectos, pero de alto coste. Así ENSA y ENUSA, individualmente o formando una UTE, las organizaciones mayoritariamente involucradas en su desarrollo pertenecen al grupo “Empresas”. La importancia relativa de estos proyectos respecto del resto del plan ha sido más alta en términos económicos que en anteriores planes.
- Por otro lado, durante el período que abarcó el 7º Plan (2014 – 2018) ha habido importantes dificultades administrativas para poder establecer vínculos con organizaciones involucradas en I+D mediante convenios de colaboración específicos. Este tipo de herramienta ha sido la base de las relaciones en proyectos de I+D de Enresa con Ciemat, CSIC y Universidades. La consecuencia directa ha sido que numerosos proyectos previstos no se han podido realizar.

El nuevo plan de I+D tiene un techo de inversión con un valor medio anual de poco más de 6.000 k€. Esta cifra es muy dependiente del avance del proyecto ATC por lo que se puede ver alterado tanto al alza, como a la baja. En cualquier caso, la financiación anual de la I+D estará supeditada a lo indicado en los presupuestos que se aprueben (anualmente) Enresa.

La distribución de inversiones en I+D por áreas temáticas para el periodo 2019 – 2023, acorde con los presupuestos globales preparados para Enresa es la que se indican a continuación en la Tabla 6-3 y Figura 6-4 .

Tabla 6-3: Distribución de inversiones por áreas temáticas (en miles de euros)

	2019	2020	2021	2022	2023	Total
1. Tecnología del residuo	1.515	1.645	1.625	1.995	1.830	8.610
2. Tecnología y procesos de tratamiento y acondicionamiento, y desmantelamiento.	779	605	780	710	480	3.354
3. Materiales y sistemas de confinamiento	2.415	3.885	3.745	2.640	2.005	14.690
4. Evaluación del comportamiento, de la seguridad, protección radiológica y modelación asociada	364	905	1.020	625	420	3.334
5. Infraestructura y coordinación	490	230	285	270	395	1.670
	5.562	7.270	7.455	6.240	5.130	31.657

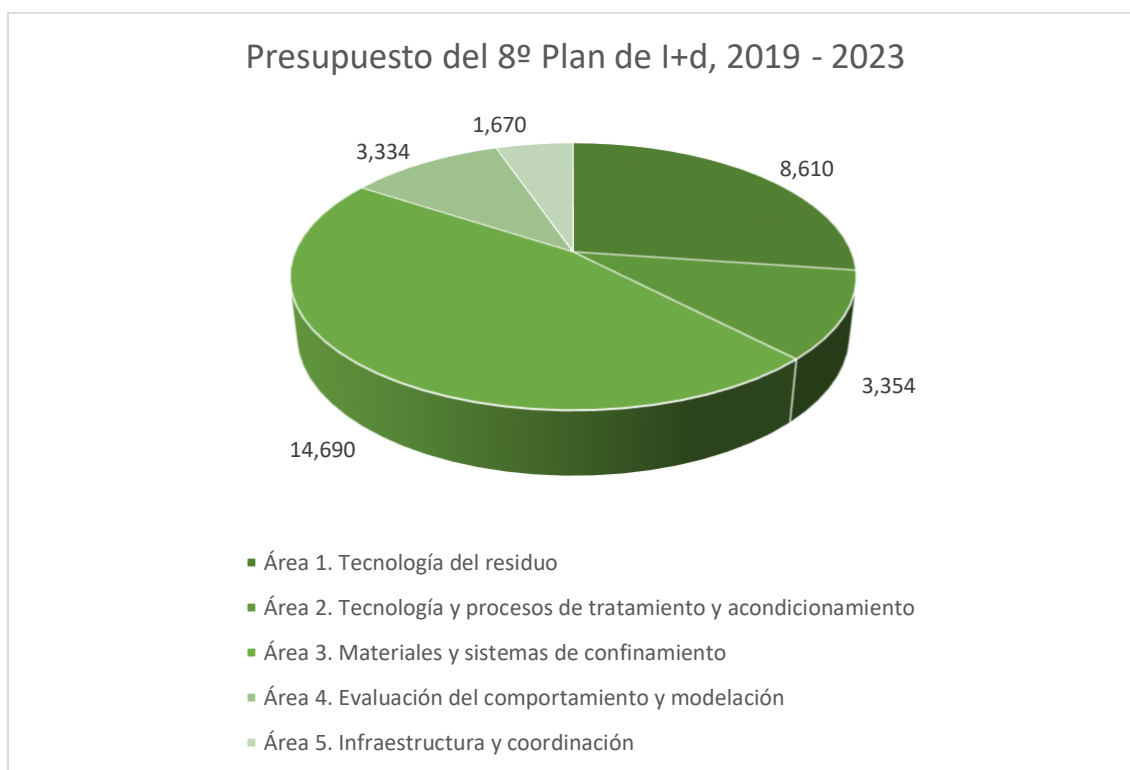


Figura 6-4: Distribución de inversiones por áreas temáticas (en miles de euros)

El presupuesto indicado en la tabla está sujeto a la aprobación anual de los presupuestos de Enresa por lo que las cifras tienen un valor orientativo.

En 2018, **20** técnicos de Enresa estuvieron directamente involucrados en el desarrollo de proyectos de I+D. Éstos pertenecen a las diferentes direcciones de la Dirección Técnica: Ingeniería, C.A: EL Cabril, y Operaciones. Como solo una parte del tiempo laboral se dedica a actividades de investigación y desarrollo, se expresa utilizando el concepto de *Equivalencia a Jornada Completa* (EJC) que para el citado año fue de **11,6**.

7 Seguimiento del plan

Este Plan, como lo hicieron, los anteriores recopila el conjunto de necesidades de I+D que en Enresa se han identificado, y las presenta de forma organizada y estructurada de forma que se optimice su desarrollo, se alcance la mayor sinergia posible y se eviten tanto repeticiones como solapes innecesarios.

Son los diferentes departamentos los que identifican, proponen, planifican y una vez aprobados por la dirección (y formalizados según el procedimiento interno correspondiente) gestionan la ejecución de los proyectos. Todos los proyectos, tanto si se hacen las actividades de I+D con personal y medios propios de Enresa, las menos de las veces, como si la I+D, en el extremo opuesto, es un servicio íntegramente desarrollado por una organización ajena, han de tener un seguimiento de su estado y grado de avance. Para ello se han desarrollado y adaptado herramientas de seguimiento y control que estandarizan internamente esta actividad. El adecuado uso de las mismas facilita una correcta coordinación del Plan en su conjunto.

Para el desarrollo de las actividades de coordinación deberá contarse con los medios humanos y técnicos adecuados en las líneas de acción:

- Seguimiento técnico e integración de resultados.
- Gestión de los activos generados.
- Seguimiento económico administrativo de los proyectos.
- Soporte y seguimiento técnico, económico y administrativo de la participación en proyectos internacionales.

Información más detallada del seguimiento del Plan de I+D, y de los proyectos por áreas o individualmente se explica con detalle en el informe interno *“Propuesta de procedimiento y metodología de seguimiento y evaluación de proyectos de I+D”*, de noviembre de 2016.

7.1 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 consideran tres niveles en función de la intensidad de la actividad, los temas considerados y de las personas involucradas:

1. **A nivel de proyecto**, se trata de controlar y gestionar el desarrollo de cada proyecto individualmente por los actores y responsables directos. Los temas que se han de revisar incluyen, avance técnico del mismo, puntos de decisión, posibles desviaciones respecto de la planificación, resultados parciales, incurridos económicos, documentación del mismo, etc. A este nivel se involucra principalmente el responsable de la dirección del proyecto de Enresa, y el jefe de departamento correspondiente.
2. **A nivel de Coordinación de I+D**, se hace el seguimiento de los proyectos a los tres niveles siguientes: individualmente, por áreas o agrupaciones de proyectos de temática similar, y el conjunto total de la cartera de proyectos. Están involucrados, principalmente, el coordinador de I+D y los jefes de departamento que realizan los proyectos de I+D, o que son receptores de sus resultados.

3. **La Dirección Técnica** de Enresa realiza un control del plan de I+D por áreas o en su conjunto. Para ello se involucran a los jefes de departamento.

Cada uno de los niveles cuenta con unas herramientas apropiadas para su control.

Seguimiento a nivel de proyecto

El objeto principal del seguimiento es conocer el grado de avance, y las posibles desviaciones, respecto de la *programación establecida*, de manera que se puedan anticipar las acciones correctivas que se estimen oportunas en cada momento. Existen diferentes medios previstos para realizar esta tarea, siendo los más básicos:

- *Reuniones periódicas*. Son reuniones que se deben programar al comienzo del proyecto de periodicidad trimestral, semestral y en algún proyecto anual. A ellas acuden, como mínimo, los responsables del proyecto de cada organización participante. En algunos proyectos, normalmente los que han adoptado forma de convenios de colaboración, se establece formalmente una comisión de seguimiento.
- *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 y económico*. Se preparan con periodicidad trimestral, aunque puede decidirse otra cadencia, como mensual, semestral o anual, a partir del juicio experto del Coordinador de I+D y 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.

A nivel de Coordinación de I+D

Con el objeto de que en coordinación de proyectos de I+D se disponga del conocimiento del estado de las actividades de I+D de Enresa se cuenta con las siguientes herramientas que complementan la información producida a nivel de seguimiento de proyecto.

- Base de datos con los documentos de proyectos de I+D. Se trata de documentos del expediente administrativo, actas de reunión, informes de seguimiento, técnicos temáticos o finales, de gestión, así como material de diseminación como presentaciones, pósteres, artículos, tesis universitarias, etc..
- Espacio colaborativo de Enresa de I+D+i (sharepoint). Además de ser espacio colaborativo, ha de contener los documentos relevantes de la base de datos.
- Informe anual de I+D con el estado de avance del plan; se utilizan como documentación de base las fichas de memoria de I+D explicadas en [ver anexo 1, fichas de memoria].
- Informe de resultados de I+D al final de cada plan.
- Documento consolidado conteniendo la información de I+D de los presupuestos anuales.
- Reuniones para evaluación del grado de avance por áreas de I+D a las que se convoca tanto a los responsables de Enresa como a los investigadores externos de cada proyecto. Estas

reuniones pueden convocarse por la coordinación de I+D a petición de la Dirección Técnica; pueden ser anuales o una vez transcurrido la mitad del plan y otra cerca del final.

Tras la finalización de la mayor parte de los Planes de I+D de Enresa Coordinación de I+D ha organizado Jornadas de I+D para la difusión de los resultados obtenidos. Se evaluará durante 2019 la conveniencia de celebrar las correspondientes al plan 2014-2018.

Control a nivel de dirección de Enresa

El seguimiento y control de los proyectos y actividades de I+D por parte de la Dirección Técnica se basa en la preparación de documentos, estudios solicitados específicamente a las direcciones correspondientes (normalmente Ingeniería, C.A. El Cabril y Operaciones) o al responsable de Coordinación de I+D. Puede tratarse de un proyecto, de una línea o área de proyectos, o del plan en su conjunto.

Además de la documentación ya señalada a otros niveles, e indicada anteriormente, para el seguimiento y control de I+D a nivel proyecto y Coordinación de I+D, se cuenta aquí con dos herramientas específicas:

- *Comisión de Evaluación y Seguimiento de Proyectos de I+D.* Es de carácter interno en Enresa, tiene por objeto mantener informado al Director Técnico del estado de avance del Plan de I+D en vigor e incluye aspectos técnicos, de gestión y económicos.
- *Comisión de Seguimiento de Convenios Marco de Colaboración.* En ésta participan tanto responsables de Enresa como de las demás organizaciones involucradas. Esta Comisión es preceptiva en los Convenios Marco de Colaboración que Enresa establezca con otras entidades en relación con I+D, habrá por tanto una por cada Convenio Marco. La composición, atribuciones y reglas de funcionamiento se establecen en el Convenio Marco. Las funciones básicas son analizar el grado de avance (técnico, económico) de cada proyecto específico ligado al convenio marco y tomar decisiones, en su caso; y evaluar las necesidades de I+D conjuntas entre las organizaciones participantes.

8 Vigilancia tecnológica, Foros de I+D, colaboración internacional

La gestión de I+D+i debe incluir un proceso de **vigilancia tecnológica e inteligencia competitiva** según la norma UNE 166.002:2014. El primer concepto se refiere a capturar, analizar, difundir en la organización, y explotar las informaciones científicas, técnicas, legislativas, normativas, económicas, de mercado, sociales, útiles para Enresa. Esta información es necesaria para el conocimiento del entorno, nacional, europeo, global, relacionado con la gestión de los residuos radiactivos. Este concepto es más fácil de abordar en el área de la gestión de residuos radiactivos que en otros sectores económicos e industriales puesto que el conjunto de organizaciones de los diversos países está en contacto y no compiten entre sí, sino que habitualmente colaboran a varios niveles y la transmisión de conocimientos es normalmente libre y fluida.

La inteligencia competitiva a que se refiere la norma es el 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 principal manera utilizada en Enresa para la realización de la vigilancia tecnológica es acudiendo a foros de intercambio relativas a las necesidades de I+D. Se han denominado genéricamente foros de intercambio de I+D, en este documento, a plataformas tecnológicas de I+D, a grupos, comités o reuniones periódicas en que actores, españoles, europeos, etc., tratan y exponen diferentes aspectos de I+D. Estos foros 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.

Enresa participa en actividades de la Agencia de la Energía Nuclear de la OCDE –NEA– (si bien NEA es más que un foro de intercambio de experiencias y para la vigilancia tecnológica), en el OIEA, en las plataformas de I+D denominadas CEIDEN, PEPRI, IGD-TP y hace un seguimiento con interacciones puntuales tanto en la plataforma SNETP, como con la Sociedad Nuclear Española (SNE) y el Foro Nuclear.

Existen varias plataformas y redes de I+D a nivel europeo fundamentalmente sobre protección radiológica por áreas temáticas, de las que Enresa recibe información a través de Pepri, y, en tanto que participante en varias de ellas, Ciemat. Son principalmente:

- Alianza Europea de Radioecología (ERA) (<http://www.er-alliance.org>).
- MELODI, *Multidisciplinary European Low Dose Initiative* (Es una Plataforma europea de protección radiológica cuyo foco es la investigación en riesgos para la salud tras exposición a bajas dosis de radiación ionizante, <http://www.melodi-online.eu>)
- NERIS, plataforma europea sobre preparación para la respuesta y recuperación de emergencia nuclear y radiológica (<https://eu-neris.net/>).
- EURADOS, es una asociación sin ánimo de lucro (registrada en Alemania) para promover I+D así como cooperación a nivel europeo en el campo de la dosimetría de radiaciones ionizantes (<http://www.eurados.org/>).
- EURAMED, Alianza europea para la investigación de la protección radiológica por usos médicos (<https://www.euramed.eu/>).

8.1 Agencia de Energía Nuclear (AEN)

La **Agencia de Energía Nuclear (AEN)** que 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 con el objetivo 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.

El programa de trabajo de la NEA se desarrolla y ejecuta mediante siete 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.

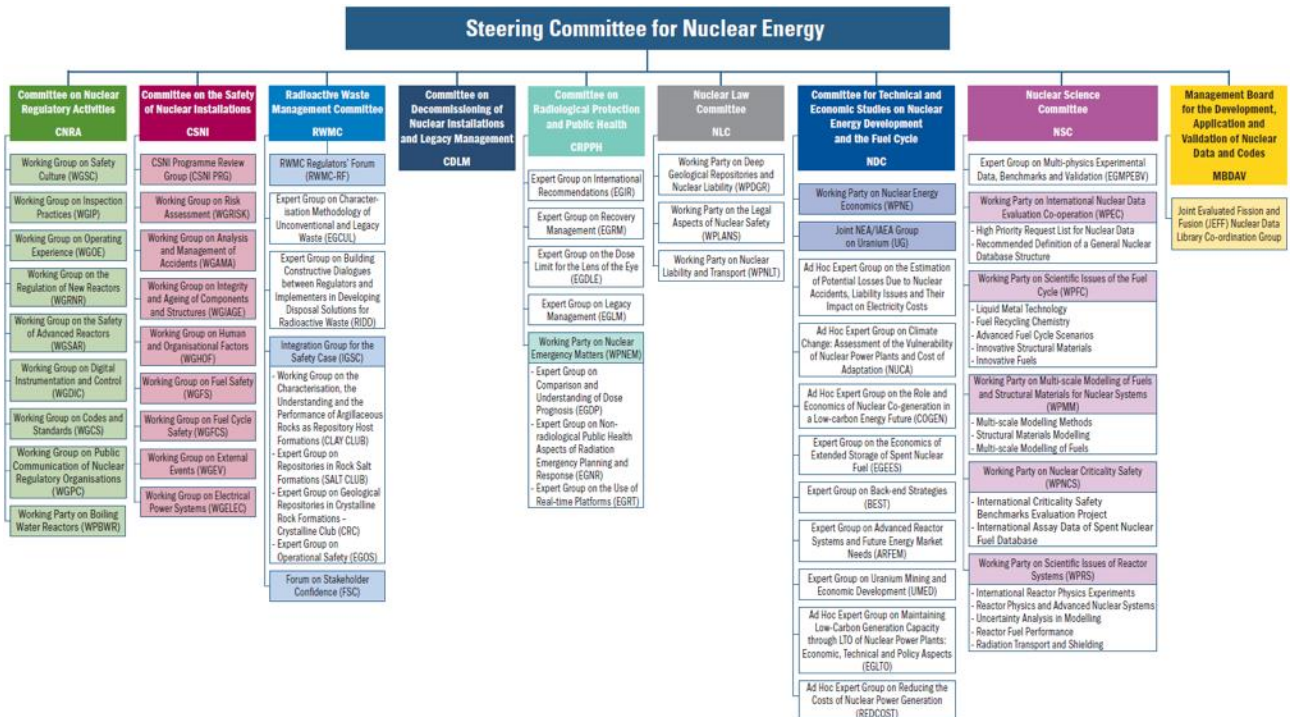


Figura 8-1: Organización de la Agencia de Energía Nuclear, NEA de la OCDE en divisiones y comités técnicos

8.2 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 la tecnología 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 la actualidad, su número es de 171.



* The Abdus Salam International Centre for Theoretical Physics (ICTP), legally referred to as the "International Centre for Theoretical Physics", is operated as a joint programme by UNESCO and the Agency. Administration is carried out by UNESCO on behalf of both organizations.

** With the participation of UNEP and IOC.

Figura 8-2: Organigrama del OIEA

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 otros comités y grupos de trabajo en los que se coopera y se es miembro, destacan el *International Radioactive Waste Technical Committee* (WATEC) y el *Technical Working Group on Nuclear Fuel Cycle Options and Spent Fuel Management* (TWG-NFCO).

8.3 Plataformas españolas: CEIDEN y PEPRI



Figura 8-3: 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 8-4: 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 MITECO).

Enresa participa en proyectos patrocinados por CEIDEN, como los relacionados con estudios de estabilidad del combustible nuclear gastado, y en grupos de trabajo de Gestión del Conocimiento y formación.

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.

Igual que en el caso de CEIDEN, PEPRI no tiene personalidad jurídica propia por lo que las actuaciones que puedan surgir se realizan a través de los miembros involucrados.

8.4 Plataformas europeas: IGD-TP y SNETP

Se presta atención, fundamentalmente, a dos plataformas europeas de I+D que trabajan en áreas relacionadas con los propios objetivos de Enresa, la **IGD-TP** (*Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform*, www.igdtp.eu), y la **SNE-TP** (*Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*, www.snetp.eu). Enresa es miembro activo de la primera de ellas y permanece informada de las actividades de la segunda.

IGD-TP

La plataforma IGD-TP se presentó en Bruselas en noviembre de 2009 tras un proceso de definición que duró varios años. La plataforma, promovida por la Comisión Europea, se puso en marcha con el esfuerzo de varias agencias de RR y otros organismos nacionales oficiales europeos, fundamentalmente SKB (Se), POSIVA (Fi), Andra (Fr), y BMW (De) y contando con la ayuda de otras agencias, entre las que estaba Enresa. La plataforma ha servido para poner en común las inquietudes de las agencias europeas de RR y proponer acciones de I+D+d consideradas interesantes y necesarias para alcanzar el objetivo expresado en el documento de visión de la plataforma: tener un repositorio en operación de manera segura en Europa en 2025. La Comisión Europea ha tenido en cuenta las recomendaciones de la plataforma para definir las áreas temáticas de los programas marco FP7 y H2020.

La plataforma está gestionada 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 vale de *Fóruns para el intercambio* (Exchange Forum) de información y discusión de las necesidades de I+D+d y sus resultados al que asisten no solamente los miembros de la plataforma sino otras instituciones interesadas. La plataforma ha preparado una agenda estratégica de investigación (SRA, en inglés) y un plan de implementación (*Deployment Plan*) revisado varias veces que definen las acciones conjuntas identificadas y el formato con que llevarlas a cabo.

La Agenda Estratégica de Investigación (AEI) que identifica y asigna prioridades a las actividades de la plataforma está estructurada en temas clave (Key Topics, KT) que engloban una serie de temas individuales (topics, T). Los temas clave definidos son:

1. Seguridad (*Post-closure Safety case*);
2. Naturaleza del residuo y su comportamiento (*Understanding the wastes*);
3. Viabilidad técnica y rendimiento a largo plazo de los componentes del repositorio (*Technical feasibility and long-term performance*);
4. Incorporación de nuevos desarrollos durante la vida del repositorio (*Implementation and optimization*);
5. Seguridad de la construcción y de la operación (*Construction and operational safety*);
6. Monitorización (*Monitoring*); y

Junto a éstos se han definido también actividades transversales:

1. Formación (*Education and training*),
2. Gestión del conocimiento incluye la conservación de la información, y preservación de la memoria (*Knowledge management*) y
3. Comunicación y otras actividades de apoyo al intercambio de información (*Other IGD-TP Activities*).

La Figura 8-6 muestra el histórico de proyectos europeos surgidos de la plataforma y otros temas que aún no han cristalizado en forma de proyecto.



Figura 8-5: Documentos básicos de la plataforma IGD-TP, documento de visión, Agenda estratégica de investigación y Plan de implementación

	Sub-topics	Complete	Ongoing	Proposed (EJP)	WMO interests					
SRA key topics	Safety case	Safety case peer-review	OECD NEA IGSC	NKM	Analogues	DONUT	Chemotoxics	Rock transferability	Non-human biota	
	Wasteforms & their behaviour	Pu/U/other	REDUPP	First-nuclides	SNETP & Nugenia		DISCO	SFC	DU	Exotic wastes
		SF								
		HLW/Glass			THERAMIN			ACED		
	ILW		CAST		CHANCE		CORI		Bituminised waste	
	Technical feasibility & long-term performance of repository components (inc. climate change)	Full scale demos	LUCOEX							Chemical containment demo
		Plugs & seals		DOPAS		WMO plugs work				Climate change
		Microbes & colloids			BELBaR	MIND				Borehole sealing
		Buffers & backfills	PEBS	HLW/SF container materials knowledge share	CEBAMA	BEACON		HITEC		Container manufacture & materials
		Containers						FUTURE	Gas	
RN migration										
Development strategy of the repository						ROUTES		Adaptation & optimisation		
								Security and safeguards		
Safety of construction & operations						Fire safety (EGOS)		GDF criticality safety		
								NDA	Robotics	
								Retrievability		
Monitoring		MODERN		MODERN 2020						
Governance & stakeholder involvement						UMAN	Civil society interaction in EJP WPs			
Cross-cutting / WMS		CMET	Sec IGD 1 & 2	JOPRAD	ANNETTE		KM State of the art	KM Training	Regulatory engagement	
							KM Guidance documents			
Site characterisation									Advanced techniques	

Figura 8-6: Histórico de proyectos europeos, y lista de temas de interés para las agencias ordenados según los temas clave de la SRA de la IGD-TP

El papel de la plataforma se ha de modificar (2019) ante la nueva organización propuesta por la Comisión Europea para el desarrollo de proyectos de I+D sobre gestión de residuos radiactivos, el EJP, en la que tres colegios, el formado por las Agencias de Residuos radiactivos (WMO), el de los centros de investigación de apoyo a los reguladores (TSO) y el que reúnen a los centros de investigación, serán los que decidan qué proyectos se propondrán a la Comisión para ser incluidos en futuras convocatorias (EJP1 y sucesivas). Los temas que están fuera del alcance definido en la EJP actual, y que merecen la atención de la plataforma de cara a proponer proyectos de I+D, para incluirse en próximas EJP, o para desarrollarse entre las agencias de manera colaborativa se incluyen en la Tabla 8-1.

Tabla 8-1: Lista de temas de I+D no incluidos en el alcance actual del EJP

No.	Temas de I+D
1	Containers manufacture (engineering, welding and coating) and materials, including optimisation of advanced concepts (relates to the EF7 WG on industrialisation and optimisation, and canister/container coating)
2	Operational safety (Note IGSC EGOS is planning work on fire safety)
3	Use of robotics in geological disposal
4	Borehole sealing
5	Management of bituminised waste
6	Depleted uranium
7	Problematic/orphan wastes (but note EJP ROUTES scope and potential duplication)
8	Direct disposal of decommissioning wastes and disposal of unconditioned/non-immobilised wastes in containers
9	Robust shielded containers
10	Non-destructive analysis
11	Chemotoxic challenge (particularly with regard to GWDD requirements) (Note excludes research on chemotoxic material impact on human health)
12	Transferability of information on host rock from one environment to another
13	Criticality safety (burn-up credit and demonstration, and likelihood/consequences assessment for post-closure)
14	Safety, security and safeguards (technical issues, not political)
15	Large-scale chemical containment demonstration
16	Opportunity for additional leverage through currently running and programmed experiments, including HotBent and the potential to utilise a Posiva capability (third-scale buffer site)
17	Environmental impact and non-human biota
18	Advanced site characterisation techniques
19	Climate change (consistency of models, assumptions and approaches)
20	Retrievability (technical, not political aspects)

SNETP

La plataforma *Sustainable Nuclear Energy Technology Platform* inició sus actividades hace poco más de diez años. Se creó, impulsada por la Comisión Europea, para el desarrollo de las tecnologías de generación de energía nuclear de fisión.

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.

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.

8.5 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. Técnicos de Enresa son socios a nivel individual. Anualmente se organiza una reunión, en los meses de septiembre u octubre, 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 de la Industria Nuclear Española 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.). 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. Así se pueden citar, RILEM (*Réunion Internationale des Laboratoires et Experts des Matériaux, systèmes de construction et ouvrages*), EPRI (*Electric Power Research Institute EPRI*), o INLA (*International Nuclear Law Association*).

8.6 Colaboración internacional

Enresa realiza una parte de sus actividades de I+D, desde su concepción en 1985, en colaboración con entidades extranjeras. Se trata de varios tipos de colaboraciones, bien basados

en acuerdos bilaterales o multilaterales con agencias de residuos radiactivos u organizaciones de investigación foráneas, bien mediante la realización de proyectos de I+D bajo el patrocinio de organismos internacionales, como es el caso de la AEN-OCDE, OIEA y EURATOM; o finalmente, participando en foros relacionados con la gestión de residuos radiactivos en los que hay intercambio de información, experiencias etc.

Los **acuerdos bilaterales y multilaterales** se han establecido con agencias de residuos radiactivos y centros de investigación y han tenido un mayor peso específico durante los primeros años de actividad de Enresa. Se trata de actividades 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. Entidades como ANDRA, NAGRA, SKB, COVRA, DoE etc son organismos y agencias de residuos radiactivos con las que se han realizado acuerdos de colaboración. También se han formado acuerdos en los que Enresa ha sido la suministradora neta 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.

Este tipo de acuerdos se sigue manteniendo y constituyen, ahora como antes, una herramienta muy útil para el intercambio preferente de información.

Por otra parte, Enresa, participa en **iniciativas, grupos de expertos, y proyectos de I+D internacionales** patrocinados por la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE (**AEN-OCDE**), el Organismo Internacional de la Energía Atómica (**OIEA**) y **Euratom**. En este último caso los proyectos están cofinanciados por la Comisión Europea.

La participación no se reduce sólo a la incorporación de Enresa a proyectos de I+D ya definidos, sino también incluye la participación en discusiones relacionadas con el desarrollo de planes de I+D y con la concepción de los proyectos individuales, como ha sido, por ejemplo, la preparación del *European Joint Programme 1*, de Euratom, y proyectos como los presentados en el 7 Programa Marco (PM) y H2020 gestados dentro de la plataforma IGD-TP. En la Tabla 8-2 se recoge un listado de proyectos de EURATOM en que Enresa ha participado, o participa: Sólo se han incluido los proyectos desde el 5º Programa Marco (1998-2002), en la que destaca la relación presupuesto del proyecto y coste para Enresa.

Tabla 8-2: Proyectos de EURATOM en que Enresa ha participado desde el 5ºPM (1998-2002)

PM	Participación directa de Enresa	Proyecto	Fecha inicio	Fecha fin	Presupuesto o total	Presupuesto participación española	Adjudicado Enresa a terceros	Retornos CE (Enresa y otros grupos españoles)
5	No	ACTAF			1.626.837	219.987	219.987	109.998
5	No	ADOPT			426.711	15.384	15.384	15.384
5	Sí	BENCHPAR			1.474.062	174.269	174.269	87.134
5	Sí	BENIPA			1.528.430	433.631	55.217	183.859
5	Sí	BIOCLIM			1.587.115	232.490	232.490	116.244
5	No	BIOMOSA			1.041.768	130.300	n/d	65.150
5	No	BORIS			1.043.926	60.000	30.294	30.000
5	No	CALIXPART			2.261.657	174.015	174.015	118.806
5	Sí	CDD			282.733	28.601	0	28.601
5	Sí	COMPAS			472.361	23.958	0	23.958
5	Sí	Container corrosion			1.250.721	370.724	360.596	139.000
5	Sí	CROP			747.449	64.015	23.139	64.015
5	No	DACAPO			908.589	138.772	138.772	69.386
5	Sí	EB			1.577.185	606.976	556.893	250.073
5	Sí	ECOCLAY II			2.211.491	304.867	142.499	201.388
5	No	FASSET			2.586.252	213.028	80.930	106.514
5	Sí	FEBEX II			5.126.000	3.011.987	3.011.987	1.221.198
5	Sí	GASNET			259.000	17.269	0	17.269
5	Sí	HE			2.026.734	471.871	458.663	235.935
5	Sí	Interlab Analysis			873.572	222.379	222.379	111.190
5	Sí	MODEX-REP			1.427.218	144.001	117.162	72.000
5	No	MUSE			4.056.932	292.373	292.373	146.186
5	No	N_TOF_			6.520.905	646.220	646.220	374.009
5	Sí	NANET			309.896	9.400	0	9.400
5	Sí	NET-EXCEL			446.218	70.571	0	65.600
5	Sí	PADAMOT			1.237.000	265.266	751.265	132.633
5	No	PARTNEW			11.794.529	232.500	232.500	140.000
5	No	PDS-XADS			12.101.018	157.504	157.504	78.752
5	Sí	PROTOTYPE REPOSITORY			5.290.555	341.410	341.410	145.296
5	No	PYROREP			3.556.438	454.528	454.528	227.264
5	Sí	RETROCK			474.000	75.000	n/d	75.000
5	Sí	SFS			2.725.201	424.908	424.908	202.700
5	Sí	SPIN			1.361.275	203.538	0	101.769
5	No	TECLA			6.061.890	504.400	240.081	252.200
5	Sí	TN on MONITORING			20327.084	38.740	0	38.740
5	Sí	TND			446.218	47.653	0	47.653
5	Sí	VE			1.623.855	577.018	467.154	288.508
5		TOTAL			89.072.825	11.399.553	10.022.619	5.592.812

PM	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)
6	Sí	CARD			541.419	43.180	0	24.637
6	Sí	CND			749.991	63.586	0	63.586
6	No	ERICA			3.900.000	300.319	31.500	46.500
6	Sí	ESDRED			18.131.001	1.624.001	783.053	647.260
6	No	EUROPART			11.499.785	624.747	736.330	312.374
6	No	EUROTRANS			42.626.412	792.430	276.344	247.000
6	Sí	FUNMIG			15.006.980	3.130.080	1.622.000	1.490.080
6	Sí	MICADO			1.750.482	361.062	0	270.199
6	Sí	NF-PRO			16.837.330	3.580.700	1.780.200	1.555.500
6	Sí	OBRA			320.748	93.847	0	93.847
6	Sí	PAMINA			7.617.169	765.489	61.048	386.832
6	Sí	RED IMPACT			3.512.021	381.612	61.048	194.272
6		TOTAL			122.493.338	11.761.053	5.351.523	5.332.087
7	Usuario Final	FIRST NUCLIDES	I-2012	XII-2014	4.741.261	No disponible	--	n/d
7	Usuario Final	ReCoSy	IV-2008	III-2012	6.198.797	No disponible	--	n/d
7	Sí	CARBOWASTE	IV-08	III-13	12.081.363	956.443	--	516.478
7	Sí	MODERN	V-09	IV-13	5.111.484	760.448	192.100	380.223
7	Sí	PEBS	III-10	II-14	6.539.009	2.598.043	529.673	1.372.190
7	Sí	PETRUS II	I-09	XII-11	1.913.356	240.000	--	88.260
7	Sí	PETRUS III	IX-13	VIII-16	2.116.531	327.902	--	153.000
7	Sí	CAST	X-13	III-18	14.701.467	327.867	--	147.540
7		TOTAL			53.403.268	5.210.703	721.773	2.657.691
H2020	Sí	BEACON	VI-2017	V-2021	4.051.777	419.875	--	418.000
H2020	Sí	MODERN2020	VI-2015	3V-2019	6.813.013	724.691	--	724.691
H2020	Usuario Final	CHANCE	VI-2017	V-2021	4.253.326	No conocido	--	No conocido
H2020	Usuario Final	DISCO	VI-2017	V-2021	4.692.067	No conocido	--	781.669
H2020	Usuario Final	INSIDER	V-2017	V-2021	3.781.065	No conocido	--	228.119
H2020	Usuario Final	CEBAMA	VI-2015	V-2019	5.952.944	No conocido	--	981.993
H2020	Colaboración	JOPRAD	2015	2017	No conocido	--	--	--
H2020	Sí	EJP1: EURAD (*)	VI-2019	5 años	41.871.226	4.567.845	--	2.311.367
H2020	Sí	3D3P (*)	2020	3 años	4.200.000	500.000		420.000
H2020	Sí	SHARE (*)	2019	2,5 años	1.561.071	80.173		80.173
H2020	Sí	InnoGraph(*)	2020	4 años	No conocido	No conocido	--	No conocido
H2020	Sí	Graph. Treat (*)	2020	2,5 - 4	No conocido	No conocido	--	No conocido
H2020		TOTAL			> 77.176.489	> 6.292.584	--	> 5.946.012
		TOTAL Programas 5 a 8			>342.145.920	> 34.663.893	16.095.915	> 19.528.602

Todas las cifras corresponden a los valores que aparecen en los respectivos contratos excepto las marcadas con (*), que además de ser cifras provisionales, corresponden a propuestas.

Además de proyectos individuales, es necesario mencionar, por la importancia de las actividades desarrolladas en ellos y sus consecuencias para Enresa, los **laboratorios subterráneos** y los **centros de investigación de la Comisión Europea**, los JRC, principalmente el ITU ubicado en la ciudad alemana de Karlsruhe.

Laboratorios subterráneos

Los “laboratorios subterráneos” son instalaciones de investigación y desarrollo construidos buscando analogías con los almacenes geológicos profundos (AGP). 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 AGPs.

Según la AEN - 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.

Como ejemplo de un caso concreto, las actividades realizadas en el laboratorio subterráneo “*Grimsel Test Site*”, en Suiza, que se recoge en una publicación divulgativa y están enfocadas fundamentalmente en 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 construidos en Europa, si bien existen otros relevantes en Norteamérica y en Extremo Oriente (Figura 8-7). 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.

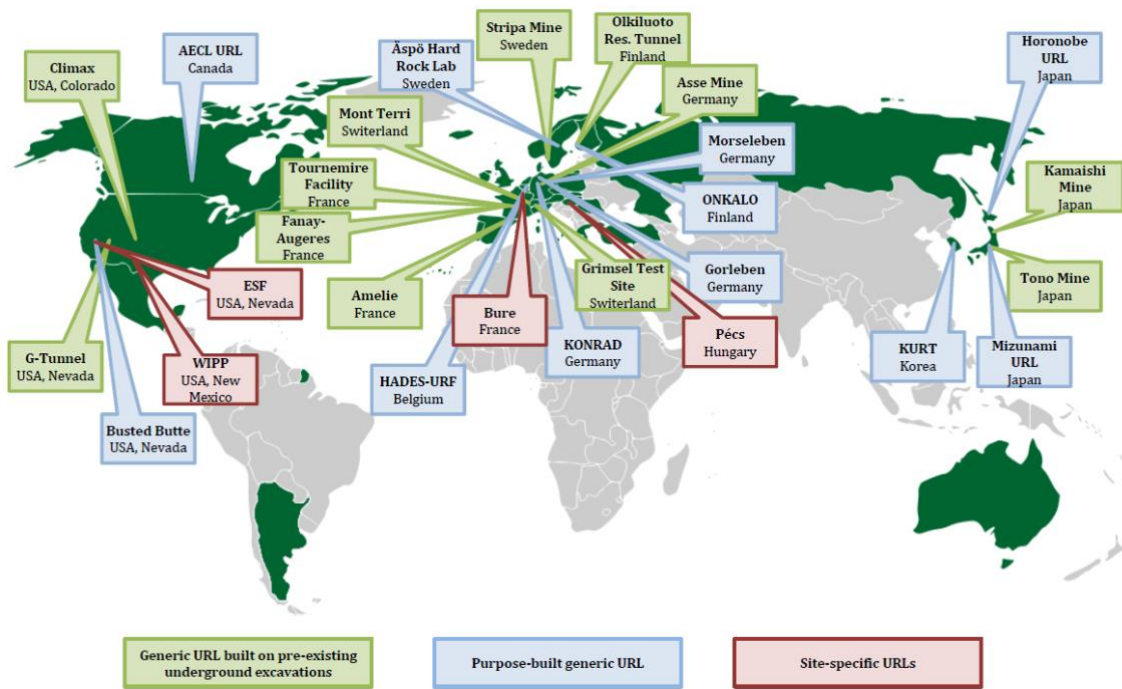


Figura 8-7: Laboratorios subterráneos de investigación en países del entorno de la OCDE [V. Lebedev]

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 participa en la gestión de dos de ellos, Mont Terri, en material arcilloso, y Grimsel, en granito. Actualmente Enresa participa en actividades que se desarrollan en Mont Terri y Grimsel, y en menor medida en Hades, Tournemire y Äspö.

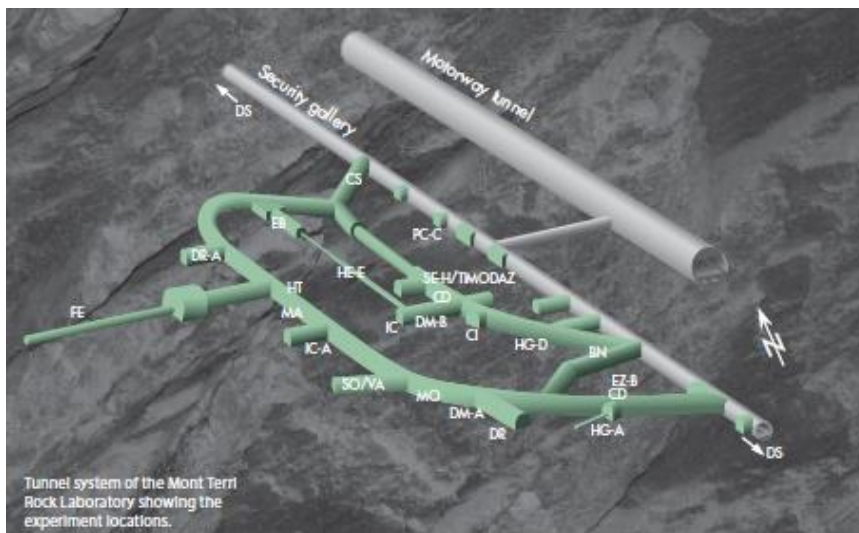


Figura 8-8: Estructura física del Laboratorio Subterráneo de Mont Terry, Suiza

Tabla 8-3: Selección de proyectos y experimentos desarrollados en laboratorios subterráneos con presencia de Enresa

Laboratorio	Proyectos (experimentos)
Mont Terri (Ch) Formación arcillosa	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) FM-B, FM-C , Flow mechanism (resin injection + tracer) (1996-2003) FP Fracture propagation (1997 – 2000) ED-B EDZ evolution around Ga 98 (1997-2001) HE, HE-B, E Heater experiment, In-situ heater test (1997-2005, 2010 – actual) En Curso GM Geochemical modelling (1998 – 2001) RB Horizontal raise boring (1998 – 2001) DI-A, DI-B Long-term diffusion (2000-2006) EB , Engineered Barriers (2000-2013) VE Ventilation test (2001 – 2008) GD Analysis of geochemical data (2006 – 2009, 2013 - actual) En Curso SW-A Planning and technical preparatory work (2016 – actual) En Curso
Grimsel (Ch) Formación granítica	CRR Colloid and Radionuclide Retardation Experiment (Andra, Enresa, FZK, JNC, Sandia, Nagra) Full-scale Engineered Barriers Experiment (FEBEX) I y II, continuado en NF-PRO. (Proyectos coordinado por Enresa) GAM Gas migration in shear zones (Andra Enresa CSIC UPC Sandia ETH) HPF Hyperalkaline Plume in Fractured Rocks (Andra Enresa SKB JNC Sandia) Gas Near Field Processes (NF-PRO) Test and Evaluation of Monitoring Systems (TEM) (ESDRED + MoDeRn) FEBEX-DP Full-scale Engineered Barrier Experiment – Dismantling Project (participación indirecta)
Äspö URL (Se) Formación granítica	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). TRUE Block Scale , (Andra, Enresa, JNC, NIREX, POSIVA, SKB como financiadores). BACKFILL AND PLUG TEST (SKB, Enresa, CIMNE, AITEMIN). ESDRED Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs (Andra, Enresa, CSIC-IETcc, Aitemin, DBE Tech, EURIDICE GIE, GRS, NRG, ONDRAF, POSIVA; NIREX, SKB, NDA).
Hades (Be) Formación arcillosa	RESEAL A large scale in situ demonstration test for repository sealing in an argillaceous host rock (SCK·CEN, CEA, Andra, Ciemat, UPC). ESDRED Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs (Andra, Enresa, CSIC-IETcc, Aitemin, DBE Tech, EURIDICE GIE, GRS, NRG, ONDRAF, POSIVA; NIREX, SKB, NDA). CLIPLEX

El laboratorio subterráneo de Mont Terri está constituido como un proyecto de investigación internacional, el “*Mont Terri Project*”, y fue excavado en una formación de arcilla (denominada *Opalinus Clay*). Se ubica en el Cantón de Jura, en Suiza. Actualmente (2018) participan 19 socios de 9 países, más la Unión Europea como cofinanciador de algunos experimentos. Cada socio de 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.

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 hay unas 25 organizaciones, universidades y centros de investigación involucrados en el desarrollo de proyectos. La Unión Europea y la administración federal suiza son

cofinanciadores parciales 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.

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.

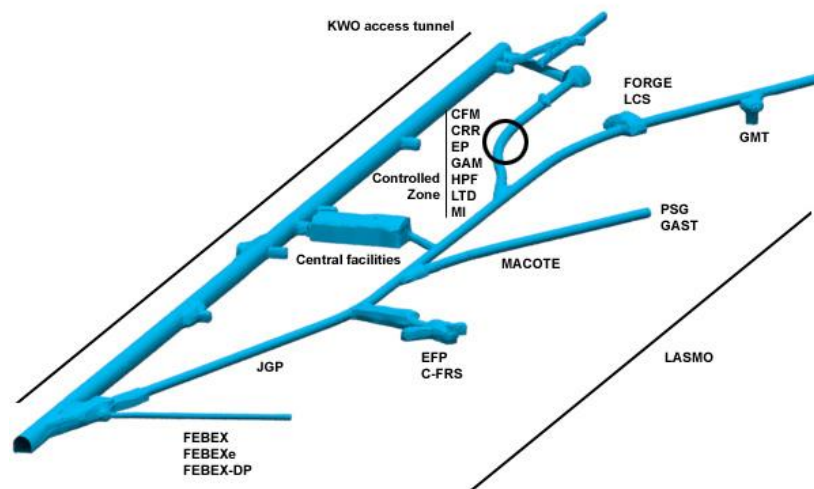


Figura 8-9: Esquema del laboratorio subterráneo de Grimsel, Suiza, con los acrónimos de los proyectos principales

ASPO

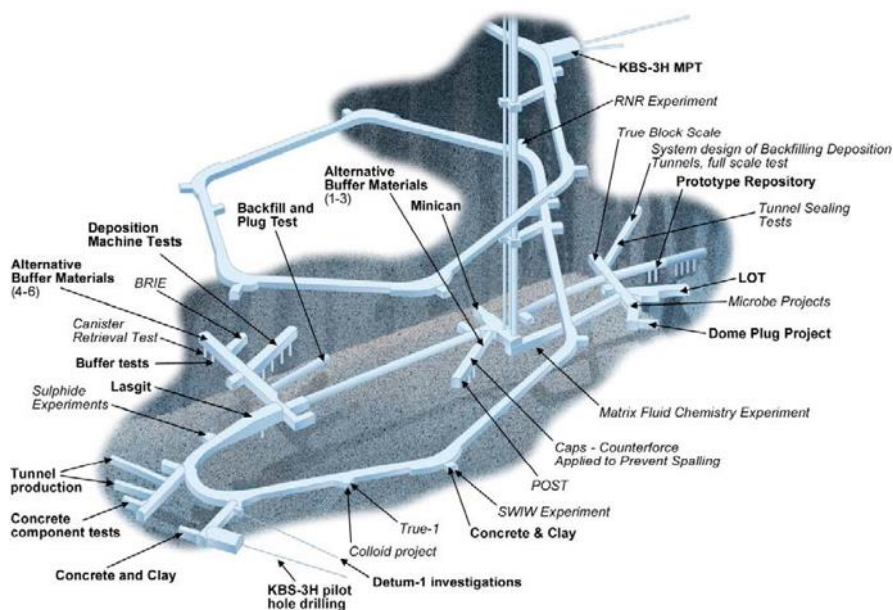


Figura 8-10: Diagrama del laboratorio subterráneo de Äspö, con indicación de experimentos entre las cotas -220 y -460. En negrilla los actuales

JRC – ITU. Instituto de Elementos Transuránicos (ITU) de Karlsruhe

La Unión Europea dispone de siete institutos de investigación de los que el Instituto de Elementos Transuránicos (ITU) de Karlsruhe es de especial importancia para Enresa. Se trata de instalaciones de investigación para dar servicio a países miembro de la UE, y a organizaciones internacionales relevantes, con equipamientos muy especializados. El JRC-ITU está financiado por EURATOM, y está orientado a la contribución de 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 gastado, irradiado, puesto que cuenta con las llamadas Celdas calientes. En España no hay instalaciones de este tipo y es por lo que Enresa tiene establecido con este centro convenios de colaboración. Los términos del convenio son que el JRC aporta la instalación y Enresa aporta muestras y uno o dos investigadores que se desplazan a Karlsruhe.

9 Referencias

- Sexto Plan General de Residuos Radiactivos, 6º PGRR, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, junio 2006.
- 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.
- IAEA, 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. IAEA-NS-IRRS-2018/06, 162pp
- 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 C.N. José Cabrera. Actividades desarrolladas 2010 – 2015.
- 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}}.
- Enresa, 2011. Reglamento Interno. Centro Tecnológico Mestral. Investigación. Documento de Enresa.
- www.foronuclear.org
- Propuesta de procedimiento y metodología de seguimiento y evaluación de proyectos de I+D. Código: 079-IF-DT-0003, rev. 0; Páginas: 39, XI/2016
- UNE 166002: 2006 EX. 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

10 Anexo 1. Listado de las Fichas de Memoria previstas de los planes 6º y 7º de I+D de Enresa

La ficha de memoria es un instrumento que resume muy concisamente un proyecto de I+D de Enresa. Se han definido en el apartado Línea 5.3, Gestión de activos, página 146.

Tabla 10-1: Listado de “Fichas de memoria” previstas de los planes 6º y 7º

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	
	1.1.02	Modelización del comportamiento del combustible en el sistema combustible/contenedor	
	1.1.03	Comportamiento del combustible durante el almacenamiento a corto plazo. Pasivación	
	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	EC
	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
	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

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
	1.1.19	Proyecto H2020 DISCO: <i>"Modern Spent Fuel Dissolution and Chemistry in Failed Container Conditions"</i>	EC
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	EC, 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>	EC
	1.2.11	Proyecto H2020 INSIDER: <i>"Improved Nuclear Site characterisation for waste minimisation in Decommissioning and Dismantling operations under constrained Environment"</i>	EC
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
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 (GRADEC). Fase 1	Ciemat
	2.1.03	Proyecto CARBOWASTE, Treatment and Disposal of Irradiated Graphite and Other Carbonaceous Waste (7 th PM EURATOM)	EC, Ciemat
	2.1.04	Collaborative Research Project (CRP): "Treatment of Irradiated Graphite to Meet Acceptance Criteria for Waste Disposal"	IAEA
	2.1.05	Documentación de diseño de detalle de un prototipo de planta de tratamiento de residuos dotado de un reactor de plasma CONFIDENCIAL	
	2.1.06	GRAPA: International Project on Irradiated Graphite Processing Approaches	IAEA
Línea 2.2		Descontaminación	
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)	U.R.V
	2.3.03	Planta de magmoléculas	U.R.V
	2.3.04	Instalación y puesta a punto del sistema Greg@l en Ciemat	U.R.V
	2.3.05	Relleno de huecos con materiales de baja densidad	U.R.V
	2.3.06	Reciclaje de plomo contaminado y optimización de la proporción absorbente/ quelante en el sistema de magmoléculas	U.R.V
	2.3.07	Adaptación e implementación de sistemas de calidad y medio ambiente a la pequeña empresa, en el ámbito del desmantelamiento	U.R.V

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
	2.3.08	Estudio de la evolución termodinámica de la atmósfera interior del cajón de Vandellós I, asociada con eventos operativos y/o naturales	U.R.V
	2.3.09	Estudio de la correlación entre valores de difusión / lixiviación y las propiedades mecánicas de bultos de residuos	U.R.V
	2.3.10	Bases técnicas para la aplicación de programas de biorecuperación "in situ" en acuíferos contaminados con uranio	U.R.V
	2.3.11	Durabilidad de la estructura del cajón de Vandellós I en relación con su integridad frente a la corrosión	U.R.V
	2.3.12	Adaptación del sistema Greg@I para desclasificación de UDS con metodología MARSSIM	U.R.V
	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	U.R.V
	2.3.15	Descontaminación de grafito mediante microorganismos	U.R.V
	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.R.V
	2.3.19	Sistema de digitalización 3D de grandes piezas y modificación del software de "factor de forma"	U.R.V
	2.3.21	Estudio de la influencia del grafito en la tendencia a la sobrepresión en la atmósfera interior del cajón de Vandellós I	U.R.V
	2.3.22	Descontaminación experimental de grafito irradiado de Vandellós I mediante el empleo de hongos. Búsqueda adicional de nuevos organismos	U.R.V
	2.3.23	Ensayos de difusión de cesio en discos de mortero El Cabril sumergidos en polvo de grafito	U.R.V
	2.3.24	Estudio del origen de la formación de CO ₂ en la atmósfera interior del cajón de Vandellós I	U.R.V
Línea 2.4		Inmovilización	
Línea 2.5		Tecnologías auxiliares	
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
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
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

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
	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 NH_4^+ sobre la capacidad de adsorción de ^{137}Cs 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
Línea 3.2		Comportamiento de sistemas de confinamiento	
	3.2.01	Realización de sondeos para control geológico e hidrogeológico en sistemas marismales	CyA
	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	Proyecto7PM 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 "	EC
	3.2.11	Proyecto H2020 BEACON: "Bentonite Mechanical Evolution"	EC
	3.2.12	Proyecto FEBEX-DP: "Full-scale Engineered Barrier Experiment – Dismantling Project"	
	3.2.13	Collaborative Research Project (CRP): "Ageing Management Programmes for Spent Fuel Dry Storage Systems"	IAEA

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
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
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: "Monitoring Developments for safe Repository operation and staged closure"	EC, AITEMIN
	3.4.10	Monitorización de las estructuras de almacenamiento del C.A. El Cabril	GEOCISA
	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: "Development and Demonstration of monitoring strategies and technologies for geological disposal"	EC
	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
Área 4. Evaluación del comportamiento, de la seguridad, protección radiológica y modelación asociada			

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
Línea 4.1		Métodos y modelos de evaluación	
	4.1.01	Modelización THMQ del campo próximo del ATC de Villar de Cañas	UCLM
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
	4.2.06	Modelo hidrogeológico del C.A. El Cabril	UPC
	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 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
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	CIE Ciemat MAT
	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
	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

Área / línea	Ficha de Memoria	Título	Investigador
	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 PRCU: Protección Radiológica, Apoyo y Recomendaciones	Ciemat
	4.4.06	Proyecto ERIBIO: Evaluaciones de riesgos en la biota debidos a la exposición a radiaciones ionizantes	CIE Ciemat MAT
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
Área 5. Infraestructura y coordinación			
Línea 5.1		Apoyo infraestructuras	
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	<i>JOPRAD project: Towards a Joint Programming on Radioactive Waste Disposal</i>	EC
Línea 5.3		Gestión de activos	
	5.3.01	Publicaciones técnicas / Documentos Internos de Referencia	TRANSEEDIT
	5.3.02	Revisión, análisis, actualización, organización y estructuración de los resultados de I+D (1989-2005)	Enresa, TRANSEEDIT
	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, TRANSEEDIT
	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>	EC
	5.3.07	Paneles técnicos informativos de actividades y proyectos de I+D de la instalación de El Cabril (Pósteres El Cabril)	