



Universidad de León



Escuela Superior y Técnica
de Ingenieros de Minas

GRADO EN INGENIERÍA DE LA ENERGÍA

TRABAJO FIN DE GRADO

VALORACIÓN DE LA ACTIVIDAD DE LA CENTRAL NUCLEAR DE SANTAMARÍA DE GAROÑA TRAS SU CESE DE OPERACIÓN

León, Diciembre de 2016

Autor: Carlos Ganzo Alonso
Tutora: Ana María Castañón García
Cotutor: René Fernández González

El presente proyecto ha sido realizado por D. Carlos Ganzo Alonso, alumno de la [Escuela Superior y Técnica de Ingenieros de Minas](#) de la [Universidad de León](#) para la obtención del título de Grado en Ingeniería de la Energía.

La tutoría de este proyecto ha sido llevada a cabo por Dña. [Ana María Castañón García](#), profesora del Grado en Ingeniería de la Energía y por D. René Fernández González, Director de Ingeniería de la empresa Nuclenor.

Visto Bueno

Fdo.: D. Carlos Ganzo Alonso

El autor del Trabajo Fin de Grado

Fdo.: Dña. Ana María Castañón García

La tutora del Trabajo Fin de Grado

AGRADECIMIENTOS

Quería aprovechar la oportunidad que me brinda presentar este trabajo dar una palabra de agradecimiento a todos los que me han ayudado a realizar este proyecto, de forma directa o indirecta.

En primer lugar a Ana María Castañón, profesora de la E.S.T.I.M. de León, por abrimme las puertas a realizar el Trabajo de Fin de Grado sobre un tema tan bonito como es la energía nuclear y por su involucración personal en el Proyecto.

En segundo lugar a René Fernández, Director de Ingeniería de la empresa Nuclenor y mi cotutor oficial, por su paciencia, su tiempo e interés en que el trabajo siguiera adelante.

En tercer lugar a Fernando Fernández, miembro de la empresa Nuclenor por el apoyo, optimismo y buena voluntad.

En cuarto lugar a Ángel Félez, Jefe de Protección Radiológica de la Central Nuclear de Garoña, por su apoyo y paciencia tanto para con el trabajo como con mi persona

Por último, y más importante, me gustaría hacer un agradecimiento especial a José Fernando Sánchez Marcos, mi 'cotutor extraoficial', por su valioso tiempo invertido conmigo, por los días en Garoña, por la dedicación personal y complicidad, por sus ganas, por su ayuda y sobre todo por su infinita paciencia para conmigo. Sin él este trabajo no hubiera sido posible.

A todos ellos, gracias de corazón.

RESUMEN

El objetivo de este Trabajo de Fin de Grado es estudiar las alternativas a la gestión de la Central Nuclear de Santa María de Garoña tras su cese de actividad y de cara al desmantelamiento.

Tras un resumen de la legislación vigente en instalaciones nucleares, y con los datos reales del inventario radiológico de la central, se explicarán los distintos tipos de contaminación radiactiva, y posteriormente se estudiarán las vías del desmantelamiento directo y el desmantelamiento diferido para el caso concreto de Garoña.

Se aplicarán los criterios y decisiones que condicionen el proceso de acuerdo con los precedentes históricos a nivel global de centrales de tipo BWR, desechando en cualquier caso, las alternativas de enterramiento y de la operación a largo plazo de la central.

Se realizará además una comparativa económica de los dos aspectos para elegir una alternativa adecuada atendiendo a una serie de criterios que fijaremos en este documento.

ABSTRACT

The aim of this paper is to do some research into the management of the nuclear power plant at Santa María de Garoña (Burgos) after the end of its operating life.

Firstly, this study will deal with the investigation of different approaches adopted in the decommissioning of other BWR nuclear power stations around the world.

Secondly, analyzing the international and national rules that govern the dismantling of nuclear facilities is key to find out which possible/viable alternatives will follow Spanish regulations.

Finally, considering real contamination data from the plant in Santa María de Garoña and the criteria fixed for the management of waste disposal, this paper suggests a plan for the decommissioning of this nuclear plant by choosing techniques for the cutting/segmentation of the vessel, the removal and disposal of contaminated materials and the clean-up of the whole site, together with an estimate of the cost in each case.

ÍNDICE

Contenido

AGRADECIMIENTOS	3
RESUMEN	4
ABSTRACT.....	4
ÍNDICE	I
ÍNDICE DE FIGURAS.....	V
ÍNDICE DE TABLAS.....	VI
1 Introducción.....	1
2 Objetivos	2
3 Legislación.....	2
4 Descripción de la instalación	4
4.1 Sistemas generales.....	4
4.2 Edificios	6
5 Contaminación radiactiva	7
5.1 Fuentes de generación de materiales radiactivos	8
5.1.1 Fisión del combustible nuclear	8
5.1.2 Proceso de activación	8
5.2 Unidades.....	8
5.3 Tipos de contaminación	8
5.3.1 Activación neutrónica	9
5.3.2 Contaminación interna	11
5.3.3 Contaminación externa.....	16
5.4 Vías de gestión de residuos radiactivos	17
5.4.1 Desclasificación.....	17
5.4.2 Reuso directo	17
5.4.3 Reciclado chatarra	17
5.4.4 Envío al Cabril.....	17
5.4.5 Residuos de Alta Actividad.....	20
6 Antecedentes históricos	21
6.1 Rusia	22

6.1.1	Obninskaya.....	22
6.1.2	Melekess VK-50.....	22
6.2	Italia.....	23
6.2.1	Garigliano.....	23
6.2.2	Caorso.....	23
6.3	Holanda.....	23
6.3.1	Dodewaard.....	23
6.4	Alemania.....	24
6.4.1	Wurgassen.....	24
6.4.2	Kahl Vak.....	24
6.4.3	Gundremmingen KRB-A.....	25
6.5	EEUU.....	25
6.5.1	Trojan.....	25
6.5.2	Shoreham.....	26
6.5.3	Pathfinder.....	26
6.6	Japón.....	26
6.6.1	Fukushima.....	26
6.7	España.....	27
6.7.1	Vandellós I.....	27
6.7.2	José Cabrera (Zorita).....	28
7	Niveles de desmantelamiento.....	29
7.1	Según el nivel.....	29
7.1.1	Nivel 1.....	29
7.1.2	Nivel 2.....	29
7.1.3	Nivel 3.....	30
7.2	Nomenclatura americana.....	30
7.2.1	Decon.....	30
7.2.2	Safstor.....	30
7.2.3	Entomb.....	31
8	Desmantelamiento.....	31
8.1	Definición.....	31
8.2	Fases del desmantelamiento.....	32
8.2.1	Trámites legales.....	32
8.2.2	Post-operación.....	32

8.2.3	Desmantelamiento	33
8.2.4	Eliminación y descontaminación de estructuras	36
8.2.5	Comprobación de los niveles de radiactividad	36
8.2.6	Comprobación final.....	36
8.3	Procesos de descontaminación.....	37
8.3.1	Descontaminación rutinaria	37
8.3.2	Descontaminación centrada en el desmantelamiento.....	37
8.3.3	Técnicas de corte	38
9	Criterios que afectan al desmantelamiento	40
9.1	Tiempo de operación	40
9.2	Criterios medioambientales.....	40
9.3	Decaimiento radiológico	40
9.4	Seguridad.....	40
9.4.1	Riesgos	41
9.4.2	Dosis absorbida.....	41
9.5	Tecnología necesaria.....	41
9.6	Criterios económicos.....	41
9.6.1	Coste	41
9.6.2	Financiación	42
9.7	Criterios sociopolíticos	42
9.7.1	Criterios sociales	42
9.7.2	Criterios políticos	42
10	Alternativas.....	43
10.1	Alternativa 1- Desmantelamiento directo.....	45
10.1.1	Proceso.....	45
10.1.2	Residuos obtenidos.....	45
10.2	Alternativa 2- Desmantelamiento diferido	47
10.2.1	Proceso.....	47
10.2.2	Separación de áreas.....	48
10.2.3	Residuos obtenidos.....	49
10.3	Presupuesto.....	51
11	Conclusiones	53
12	Anexos.....	54
12.1	Anexo I- Sistemas de la Central Nuclear de Santa María de Garoña	54

12.1.1	Sistema del refrigerante del reactor y sistemas conectados al mismo	54
12.1.2	Sistemas conectados al sistema de refrigerante del reactor	62
12.1.3	Sistemas de control de la reactividad	64
12.1.4	Salvaguardias tecnológicas	66
12.1.5	Sistemas de instrumentación y control	72
12.1.6	Sistemas auxiliares	73
12.1.7	Sistemas de agua	74
12.1.8	Sistema de toma de muestras de proceso y post-accidente	76
12.1.9	Sistemas de ventilación y calefacción	78
12.1.10	Sistema de tratamientos de desechos radiactivos	80
12.2	Anexo II- Zonas sometidas a vigilancia radiológica	83
12.3	Anexo III- Límites de aceptación según vías de gestión	90
12.3.1	Límites de contaminación según vías de gestión de materiales distinguido a Hormigón	90
12.3.2	Límites de contaminación según vías de gestión para Hormigón	91
13	Lista de referencias	92

ÍNDICE DE FIGURAS

Ilustración 1-1 Central Nuclear de Santa María de Garoña.....	1
Ilustración 4-1 Esquema general de funcionamiento de una Central de tipo BWR.....	5
Ilustración 5-1 Modelización de la vasija del reactor de la central de Santa María de Garoña	11
Ilustración 5-2 Niveles de activación en áreas contaminadas.....	11
Ilustración 5-3 Esquema del funcionamiento del Cabril.....	17
Ilustración 5-4 Esquema del proyecto del ATC.....	20
Ilustración 6-1 Cronograma de puesta en marcha y cierre de centrales nucleares en el mundo.....	21
Ilustración 6-2 Extracción de la Vasija de Reactor de la Central Nuclear Trojan	25
Ilustración 6-3 Reactor encapsulado Vandellós I.....	27
Ilustración 8-1 Esquema de reactor BWR con sus Componentes	35
Ilustración 10-1 Relación en masa de residuos obtenidos durante el Desmantelamiento Directo.....	46
Ilustración 10-2 Edificio de reactor.....	48
Ilustración 10-3 Relación de masa de residuos resultante del Desmantelamiento Diferido	50
Ilustración 12-1 Esquema del edificio del reactor, donde se muestra el Pozo Seco y el Pozo Húmedo	67
Ilustración 12-2 Esquema de funcionamiento del Sistema HPCI.....	68
Ilustración 12-3 Esquema de funcionamiento del Sistema LPCI	70
Ilustración 12-4 Distribución de la Piscina de Combustible Gastado	73

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 4-1 Datos de Operación de Turbina Tandem Compound, empleada en Santamaría de Garoña	5
Tabla 5-1 Zonas sometidas a vigilancia radiológica	7
Tabla 5-2 Niveles potenciales de Activación.....	10
Tabla 5-3 Concentración interna de isótopos claves en corrientes de la central nuclear ..	12
Tabla 5-4 Factores de Escala usados en la Central Nuclear y su origen por sistema	14
Tabla 5-5 Clasificación de las zonas de la central según la contaminación externa	16
Tabla 5-6 Límite de actividad másica de radionucleidos β/γ para Nivel 1 del Cabril	18
Tabla 5-7 Límites de actividad másica de isótopos α para El Cabril Nivel 1 a 300 años	19
Tabla 5-8 Límite de actividad másica de radionucleidos β/γ para Nivel 2 del Cabril	19
Tabla 5-9 Límites de actividad másica de isótopos α para El Cabril Nivel 2 a 300 años	20
Tabla 6-1 Cronograma del desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I	27
Tabla 6-2 Cronograma del desmantelamiento de José Cabrera	28
Tabla 10-1 Cronograma calculado para el Desmantelamiento Directo	45
Tabla 10-2 Clasificación en masa de residuos obtenidos durante el Desmantelamiento Directo.....	46
Tabla 10-4 Cronograma del Desmantelamiento Diferido	48
Tabla 10-5 Clasificación en masa de residuos obtenidos durante el Desmantelamiento Diferido	49
Tabla 10-3 Presupuesto comparativo entre Desmantelamiento Directo y Desmantelamiento Diferido	51
Tabla 12-1 Características de la vasija BWR 3	55

1 Introducción

La central nuclear de Santa María de Garoña se encuentra en Burgos, en un meandro del río Ebro en el valle de Tobalina.

Es propiedad de la empresa Nuclenor (participación 50% Iberdrola 50% Endesa) y consta de un reactor modelo BWR 3 con contención primaria de tipo Mark I y un grupo de turbina que produce 1031 MW térmicos y 466 MW eléctricos.



Ilustración 1-1 Central Nuclear de Santa María de Garoña

La central estuvo operando entre el 2 de marzo del año 1971 y el 16 de diciembre del 2012, año en el que se realizó una parada temporal del reactor con el fin de extraer el combustible nuclear a la piscina de combustible, y desacoplarla de la red eléctrica, pese a que el CSN (Consejo de Seguridad Nuclear) había renovado la concesión de operación desde julio del año 2009 hasta el 2013, debido a motivos económicos y referenciados al desajuste presupuestario en cuanto a la nueva legislación impositiva de combustible gastado.

Una vez finalizada la actividad de la planta, existen dos alternativas:

- La primera de ellas es, en caso de no haber transcurrido un año desde la declaración de cese de acuerdo con el Real Decreto 102/2014, del 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible gastado y de los residuos radiactivos del ¹el Operador puede solicitar una renovación de la autorización de explotación, lo que en el mundo nuclear se conoce como “Operación a Largo Plazo”. Para ello el Operador de la central ha de solicitarlo al Ministerio de Industria y así mismo enviar la documentación de soporte de dicha solicitud para su valoración al CSN. Tras la correspondiente evaluación del CSN, si esta es favorable se remitirá al Ministerio junto con los requisitos necesarios para la futura operación de la Central.

El tiempo de operación a largo plazo lo solicita el Operador de la Central.

Actualmente la concesión de Operación a Largo plazo ha sido solicitada por Nuclenor, y se está a la espera de la resolución del CSN, debido al retraso que acumula el proceso de evaluación de la documentación presentada.

En este documento consideraremos que la resolución resulta ser negativa, y hay que proceder a la segunda alternativa:

- La segunda alternativa sería llevar a cabo el desmantelamiento. Éste consiste en, mediante la descontaminación, eliminación y demolición de estructuras, volver a dejar el terreno en que se ubica la planta libre de contaminación radiológica y preparada para otros usos. Estos usos pueden ser industriales (objetivo de “Brownfield”) y agrícolas (objetivo de “Tierra Virgen” o “Greenfield”)

2 Objetivos

Este documento busca explorar la alternativa más viable económicamente de la Central Nuclear tras su cese, y como premisa aceptaremos el CSN no aprueba la Operación a Largo Plazo de la Central.

Para ello nos basaremos en la legislación española vigente adaptándola a la experiencia previa internacional en el ámbito de desmantelamiento y descontaminación de instalaciones nucleares, y compatibilizándolo con la experiencia nacional de desmantelamiento. Ésta es reducida ya que únicamente se ha llevado a cabo en dos centrales nucleares, una de tipo PWR y otra con moderador de Grafito-Gas, (José Cabrera y Vandellós I respectivamente) pero ninguna de una Central tipo BWR como es la de Santa María de Garoña.

Se elaborará un plan de desmantelamiento por cada alternativa aceptada internacionalmente con arreglo a esta experiencia operativa y usando como referencia los datos reales generales y de contaminación radiológica de la Central Nuclear.

Para ello se estipulará una metodología de cálculo, y una serie de criterios de clasificación generales para la elección de una vía de gestión final, amparándonos en última instancia en un presupuesto aproximado.

3 Legislación

Previamente a empezar el proyecto, se hará un breve repaso a la legislación aplicable referente a las instalaciones nucleares a lo largo de su vida útil.

En el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas² se recoge el procedimiento burocrático sobre la vida útil de una central nuclear, desde su proyección hasta su desmantelamiento ulterior.

En primer lugar, la central en cuestión debe de constar en el Registro de Instalaciones Radiactivas, adscrito a la Dirección General de la Energía (Artículo 3) y se emitirán informes al Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) con cualquier alteración que aumente el riesgo radiológico. En caso de ser necesario, el CSN podrá implantar medidas al respecto.

A nivel burocrático, se requieren una serie de autorizaciones, obtenidas por las correspondientes vías legales. Se mencionarán todas pero se entrará en detalle en las referidas al desmantelamiento, que es el tema que nos ocupa:

- Autorización previa: busca autorizar el emplazamiento elegido como el definitivo para la instalación nuclear. Permite llevar a cabo la autorización de construcción de la instalación e iniciar las obras preliminares autorizadas
- Autorización de construcción: faculta al titular de la central a comenzar la construcción y solicitar la autorización de explotación
 - Autorización de Almacenamiento Temporal de sustancias nucleares en la fase de construcción.
- Autorización de explotación: permite al titular cargar el combustible nuclear y a introducir sustancias consideradas nucleares en la instalación, con la posibilidad de operar la instalación con las condiciones convenidas. Esta licencia será

provisional hasta que se realicen de manera satisfactoria las pruebas nucleares. Así mismo faculta a realizar las actividades previas al desmantelamiento

- Autorización de modificación: permite al titular a realizar modificaciones en el diseño de la instalación original o a la explotación de la misma.
- Autorización de ejecución y montaje de la modificación: a criterio de la Dirección General de política energética y Minas o del CSN se autoriza la realización de las modificaciones significativas de la obra.

Durante los últimos años de operación de la central se planificará el desmantelamiento de la central.

- Petición de permiso de explotación a la Comisión Europea: trámite de una duración aproximada de 6 meses este trámite se respalda según el artículo 47 del Tratado de la Euratom (Comunidad Europea de la Energía Atómica), relativo al desmantelamiento del reactor y la eliminación de los residuos generados. El desmantelamiento no puede empezar sin la aprobación de este permiso.
- Evaluación de Impacto Ambiental durante el desmantelamiento: Según la Directiva Europea 97-11-EC este documento, que es específico para determinados sectores, busca caracterizar, estudiar y paliar en la medida de la praxis los impactos del ruido, contaminación, etc..., sobre el paisaje, fauna, flora y poblaciones cercanas.
- Autorización de cambio de titularidad: en el caso de España, Enresa SA asume la titularidad de la central nuclear para la gestión de los residuos nucleares y el desmantelamiento de la central nuclear, una vez que los residuos se encuentren acondicionados en un almacén temporal.
- Autorización de desmantelamiento: faculta al titular a comenzar la descontaminación, desmonte, retirada de materiales, demolición de estructuras para liberar el emplazamiento definitivamente. Este proceso finalizará con una declaración de clausura, que supondrá el fin de la autorización de explotación del titular.
- Autorización de desmantelamiento y cierre: permite iniciar los trabajos finales de ingeniería con el fin de garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento.
 - Caracterización radiológica: Localización de todos los focos de contaminación en la planta y en el terreno.
 - Plan de ejecución del desmantelamiento: Diferenciar entre los elementos a eliminar y los elementos necesarios para continuar el desmantelamiento de la planta como el suministro eléctrico
 - Cronograma del desmantelamiento: determinar los tiempos y los recursos humanos de cada una de las fases de la operación. Cabe destacar que los tiempos serán aproximados y que el margen de error en este documento previo será muy alto.
 - Estudio económico del desmantelamiento: Elaborar un proyecto económico realista acorde con el tiempo y los recursos calculados. Dado que generalmente se necesita más tiempo para realizar el proyecto,

- también interesa que este estudio cuente con un margen económico holgado.
- Proyecto en detalle: especificaciones técnicas del proyecto, eligiendo los detalles de la alternativa de gestión elegida.
 - Plan de gestión material no contaminado
 - Peligroso
 - Residuos químicos, amianto...
 - Inocuo
 - Residuos físicos, cemento, ladrillos...
 - Planes auxiliares
 - Protección radiológica
 - Salud y seguridad
 - Gestión de residuos
 - Planes de evacuación
 - Plan de evacuación de residuos: elección de contenedores para los distintos residuos y gestión de los residuos que por cuestión de niveles radiológicos, tamaño o forma no pueden ser evacuados de manera ordinaria.

El proceso finaliza con la declaración favorable de la liberación del emplazamiento por parte del Ministerio tras la evaluación de la documentación remitida al CSN por parte del Gestor del Desmantelamiento.

4 Descripción de la instalación

Para que el lector se haga una idea más aproximada en cuanto a distribución de la Central Nuclear de Santa María de Garoña, se realizará una pequeña introducción a los edificios que componen la instalación y a los sistemas más reseñables de cara a la contaminación de los que se hablará a lo largo del proyecto. Estos sistemas se encuentran explicados con detalle en el Anexo I. En este Anexo no vienen recogidos los sistemas eléctricos, de iluminación ni servicios auxiliares de la central.

4.1 Sistemas generales

Como todas las centrales de tipo BWR, cuyo esquema está representado en la Ilustración 4-1, Garoña cuenta con dos circuitos de agua:

- El circuito de vapor es cerrado y realiza el recorrido para producir la energía eléctrica. Al circular por el cuerpo del reactor, el agua se convierte en vapor seco, y pasa por el grupo generador-turbina, se produce el movimiento de los álabes que genera la energía eléctrica. Éste una vez producida su función se condensa y tras filtrarse y atravesar por un tren de calentadores y bombas se eleva la presión y temperatura para enviarlo de nuevo al reactor y repetir el ciclo.
- El circuito de refrigeración es abierto y recoge agua de un punto del río Ebro para enfriar el intercambiador de calor del condensador y se devuelve al río en el mismo estado en el que se recogió, con lo que no se produce más que contaminación térmica, y nunca por encima de los valores establecidos.

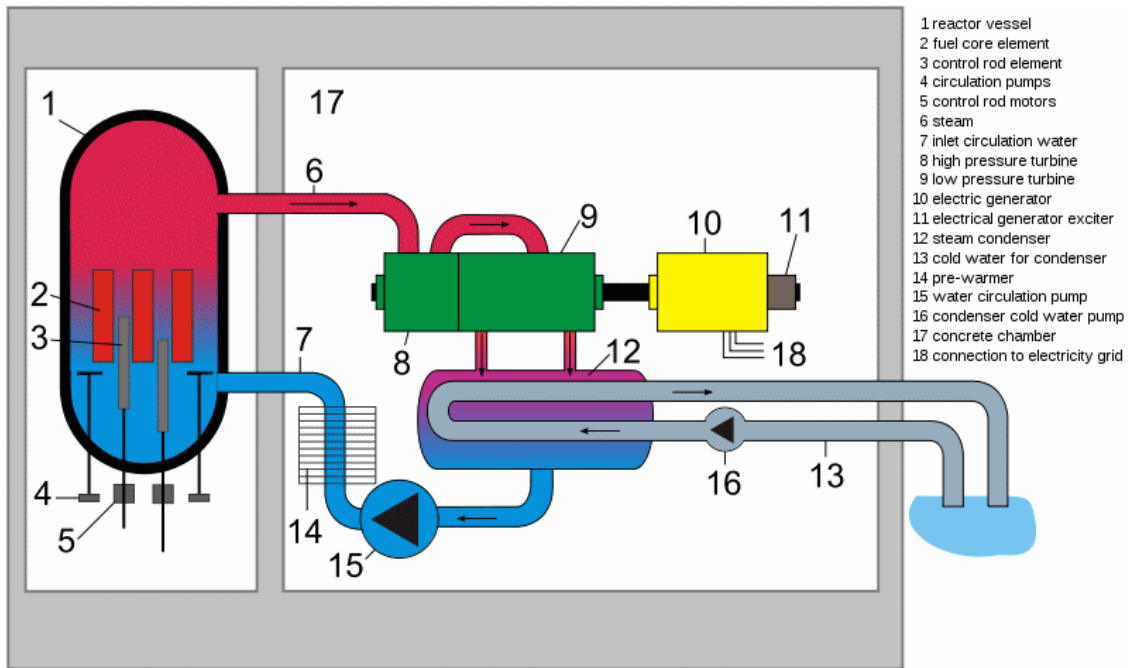


Ilustración 4-1 Esquema general de funcionamiento de una Central de tipo BWR

En la vasija, donde se introducen los elementos combustibles, se genera calor mediante las reacciones nucleares en los mismos, que calienta el agua del circuito primario, que entra desde la base, convirtiéndola en vapor para su posterior circulación por la turbina cuenta con un circuito de recirculación de agua.

Existe un sistema de recirculación de agua en el reactor, para garantizar el flujo de agua a través del reactor.

Para aumentar el volumen de vapor seco de este proceso hasta un 99.72% en la cabeza del reactor se incorporan los secadores de vapor.

El vapor producido en el reactor es conducido directamente a la turbina de alta presión ya través de los separadores de humedad, es enviado a la turbina de baja presión.

Parte del vapor dirigido a las turbinas de baja presión se extrae para calentar el agua de alimentación al reactor. El vapor de extracción una vez condensado se conduce en cascada, a través de los calentadores, al condensador junto con el vapor agotado de las turbinas de baja presión y con los drenajes del ciclo de turbina.

Tabla 4-1 Datos de Operación de Turbina Tandem Compound, empleada en Santamaría de Garoña

Turbina	
Tipo	Tandem Compound, 4 flujos
Velocidad	1.500 r.p.m.
Presión del vapor en la admisión	66,7 kg/cm ²
Temperatura del vapor en la admisión	280°C
Calidad del vapor en la admisión	99,72%

El vapor que extraído de las turbinas de baja presión es condensado y separado de los gases en el condensador principal.

El vapor puede derivarse directamente hacia el condensador a través de una válvula de derivación (By-pass) controlada automáticamente por la presión de vapor.

En cuanto a los sistemas de gestión de residuos, la central nuclear cuenta con tres sistemas de eliminación de residuos radiactivos en función del estado de estos:

- Clean-up: limpia efluentes líquidos mediante su paso por unas resinas absorbentes
- Radwaste: limpieza y gestión de residuos sólidos, el sistema se basa en la descontaminación y aislamiento de los residuos hasta su envío al Cabril.
- Off-gas: limpieza de gases incondensables mediante un sistema de filtros.

4.2 Edificios

- Edificio del reactor: incluye el blindaje, el sistema de contención, el pozo seco, y partes importantes del sistema nuclear de suministro de vapor. El edificio del reactor aloja el equipo de carga de combustible y servicios, almacenes de combustible nuevo y gastado y otros elementos y equipo auxiliar, incluyendo el sistema de control de reserva por líquido, equipo de control y accionadores de barras de control y componentes del equipo eléctrico.
- Sala de control: la sala de control está soportada por una estructura de hormigón armado que va del nivel 511,20 m hasta el 532,85 m. Las dimensiones totales del edificio son 41,25 m por 44 m, con una dependencia de 16,5 m por 9,90 m. El nivel bajo de la misma es más reducido, 24,75 por 44,0 m, excluyendo los pilares de hormigón de la cimentación directamente debajo de la Sala de Control.
- Edificio de la turbina: El edificio de turbina es una estructura de hormigón armado, desde la base en la cota 501,7 m hasta el piso principal en la cota 524,4 m. A este nivel va una estructura con columnas de hormigón y bloques Ytong. El techo es una cubierta de chapa. La estructura soporta dos carriles para el puente grúa de 25 y 150 Tm.
- Edificio de desechos radiactivos: La función del edificio de desechos radiactivos es alojar los tanques y equipo usados para recoger, tratar y almacenar los residuos procedentes de la Central. El edificio tiene también un sistema de pozos a prueba de fugas y sumideros que recogen todos los drenajes y derrames para devolverlos a los tanques correspondientes. La colocación del equipo se ha hecho teniendo en cuenta la facilidad de funcionamiento, inspección y mantenimiento con una exposición mínima del personal.
- Edificio de servicios: La entrada a la Central se realiza a través de la zona de control que se encuentra situada en el edificio de servicios. Este edificio contiene además, la ampliación de la sala de control, botiquín, laboratorio de protección, revelado de dosímetros, aseos, lavabos y armarios y oficinas.
- Sistema de agua de circulación: Este sistema está formado por las estructuras de toma y descarga y las instalaciones que envían agua a la Central y de ella al río.
- Edificio del sistema de tratamiento de gases radiactivos: Este edificio contiene parte de los equipos del sistema de evacuación de desechos radiactivos gaseosos, que abarca desde el enfriador de glicol hasta los lechos de carbón activo. Es un edificio de hormigón armado situado frente a la chimenea por su lado Norte.
- Cubeto para alojamiento de los tanques adicionales del sistema de tratamiento de desechos líquidos: Es una estructura de hormigón armado de planta rectangular, situado frente a la fachada Este del edificio de la turbina y a la cota +518,20. Las dimensiones totales en planta son 26,80 m por 10,50 m, con muros de 8,00 m. de

altura. La base es una solera rigidizada con vigas de gran inercia, y los muros a su vez van rigidizados con contrafuertes.

- **Chimenea:** La chimenea de ventilación tiene 100 m de altura y está hecha de hormigón armado. El diámetro interior es de 2,50 m en la cumbre y 6,95 m en la base. El espesor de la pared varía gradualmente desde 0,20 m en la cumbre, hasta 0,40 m en la base.

5 Contaminación radiactiva

El gran problema de la energía nuclear es la generación de isótopos radiactivos, que tienen una repercusión sobre el ser humano y el medio ambiente. Por ello interesa que tanto durante la operación y tras su cese de actividad se reduzcan los niveles de actividad y los volúmenes de material contaminado al máximo posible.

Durante la operación, la contaminación se localiza en sistemas concretos y salvo incidentes no se produce contaminación fuera de éstos. La situación cambia durante el proceso de desmantelamiento, ya que para procesar los diferentes elementos de la instalación es necesario desmontarlos, momento en el que se entra en contacto directo con las partes activas y es necesario su adecuada gestión.

Tabla 5-1 Zonas sometidas a vigilancia radiológica

Zonas sometidas a vigilancia radiológica		
Edificio	Código	Nº de áreas vigiladas
Desechos	D	31
Exteriores	E	27
Servicios	S	8
Turbina	T	42
Reactor	R	92
		200

Por éste hecho es importante conocer bien el origen y la concentración de éstos.

Para los cálculos obtenidos se han desestimado tanto los gases nobles como los isótopos de vida media inferior a 3 meses.

La toma de datos radiológicos se realiza de forma sistemática en la central. Ésta cuenta con un complicado sistema de toma de medidas, y tiene delimitadas 200 zonas que están constantemente sometidas a vigilancia radiológica como se puede ver en la Tabla 5-1 el desglose en el Anexo I

Existen dos tipos de generación de materiales radiactivos, que dan pie a una de las principales clasificaciones de los sistemas de la central.

5.1 Fuentes de generación de materiales radiactivos

Todas las sustancias radiactivas de la central proceden de dos procesos que se explicarán a continuación.

5.1.1 Fisión del combustible nuclear

Se produce en las pastillas de uranio del combustible nuclear y da origen a una gran variedad de radionucleidos denominados productos de fisión.

Como base de diseño se admite que en un porcentaje de las vainas de combustible se pueden generar fisuras, lo que ocasiona que una pequeña cantidad de productos de fisión se escape de las varillas de combustible dando lugar a la transferencia de actividad al circuito primario, piscina de combustible y sistemas de filtración y tratamiento.

5.1.2 Proceso de activación

Es consecuencia de la interacción del flujo neutrónico del núcleo del reactor con los materiales estructurales del mismo. Tiene que ver con las impurezas o productos de corrosión contenidas en el refrigerante o con el propio refrigerante.

Estas partículas de material activado, al comunicarse por los distintos sistemas de la central, generan corrosión en los metales de los sistemas por los que pasa.

5.2 Unidades

Las contaminación se medirá en dosis equivalentes de cada isótopo por área, es decir Bq/cm²

Los Becquerelio (Bq) son unidades derivadas del Sistema Internacional de Medida que calculan el número de desintegraciones nucleares por unidad de tiempo: Un Bq equivale a una desintegración por segundo, y por tanto sus unidades en el SI son s⁻¹. Es equivalente a $2,703 \times 10^{-11}$ Curios (Ci), que representan la desintegración de 1 gramo de Ra. La unidad Ci se puede considerar la magnitud tradicional y actualmente se encuentra en desuso.

Para calcular contaminación por masa, se aplicarán coeficientes de forma que relacionen la concentración radiactiva por área con la contaminación por masa. Depende de la configuración física del tipo de sistema y del material. De cara a simplificar el cálculo, se elegirá un único factor de forma para toda la central, factor conservador que englobe al 95% de los materiales existentes en la central.

Se elegirá como este factor de forma 5 g/cm².

5.3 Tipos de contaminación

Las dos fuentes de radiación generan residuos radiactivos de tres tipos, que suponen una clasificación a nivel interno de la central de las distintas áreas sometidas a vigilancia radiológica. En ésta, cada área se verá representada por tres dígitos, que serán los índices que representen el nivel de:

1. Material activado
2. Contaminación interna
3. Contaminación externa

Estos tres tipos de contaminación y sus respectivos índices se explican a continuación:

5.3.1 Activación neutrónica

Este tipo de contaminación proviene de la generación de material radiactivo y se produce por incidencia directa de neutrones sobre los metales del interior del reactor. A diferencia de los otros dos tipos de contaminación, en éste no se trata de material contaminado por una sustancia radiactiva, sino que el propio metal se convierte en un material radiactivo.

Gracias al blindaje biológico MARK I se reducen los niveles de actividad radiactiva en metales debidos a activación neutrónica más allá de éste.

5.3.1.1 Proceso de activación

Este proceso de activación depende tanto del flujo electrónico, y de la tasa de reacción producida por el material en el que esta radiación incide.

En función del tiempo, la reacción se representaría como se muestra en la Ecuación 1:

$$\frac{dN_t}{dt} = -\sigma_a^t \phi N_t \quad \text{Ecuación 1}$$

donde:

- N_t es el número de densidad del nucleido target,
- σ_a^t es la sección eficaz del nucleido target
- $\phi \cdot \gamma$

La absorción total viene expresada por la Ecuación 2:

$$\sigma_a^t \phi \equiv \sum_{g=1}^{\#grupos} \sigma_{a_g}^t \phi_g \quad \text{Ecuación 2}$$

donde:

- $\sigma_{a_g}^t$ es la sección eficaz de absorción del nucleido target para cada grupo de energía
- ϕ_g es el flujo neutrónico para cada grupo de energía (que se asume constante durante el intervalo de tiempo de interés)

En función del tiempo se puede aproximar la densidad del nucleido objetivo mediante la Ecuación 3:

$$N_t(t) = N_{t_0} e^{-\sigma_a^t \phi (t-t_0)} \quad \text{Ecuación 3}$$

La Ecuación 4 describe el cambio de densidad del nucleido producto es función directa de la producción y la pérdida del nucleido producto:

$$\frac{dN_p}{dt} = \sigma_R \phi N_t - (\lambda_p + \sigma_a^p \phi) N_p \quad \text{Ecuación 4}$$

donde:

- N_p es el número de densidad del nucleido producto,
- λ_p es la constante de decaimiento de producto
- σ_a^p es la sección eficaz de absorción del producto

- σ_R es la sección eficaz de la reacción.

Sustituyendo la Ecuación 3 en la Ecuación 4 se obtiene la Ecuación 5

$$\frac{dN_p}{dt} + (\lambda_p + \sigma_a^p \phi) N_p = \sigma_R \phi N_{t_0} e^{-\sigma_a^t \phi (t-t_0)}$$

Otra forma de expresar la Ecuación 5 es la Ecuación 6

$$N_p(t) = \left(N_{p_0} - \frac{\sigma_R \phi N_{t_0}}{\lambda_p + \sigma_a^p \phi - \sigma_a^t \phi} \right) e^{-(\lambda_p + \sigma_a^p \phi)(t-t_0)} + \left(\frac{\sigma_R \phi N_{t_0}}{\lambda_p + \sigma_a^p \phi - \sigma_a^t \phi} \right) e^{-\sigma_a^t \phi (t-t_0)}$$

donde:

- N_{p_0} es el número de densidad del producto a $t = t_0$.

La actividad resultante después del decaimiento del producto de activación está dada por:

$$A(t) = \lambda_p N_p(t)$$

para $t \geq t_0$.

Las secciones eficaces de absorción neutrónicas utilizadas para el cálculo de activación de los materiales, son las que se encuentran en la librería BULGE-96.

5.3.1.2 Clasificación

La clasificación en cuanto a activación neutrónica se realiza en función del potencial de activación, como se observa en la Tabla 5-2

Tabla 5-2 Niveles potenciales de Activación

Niveles potenciales de activación	
ACT-0	No existe posibilidad de activación
ACT-1	Potencial de activación bajo (componentes situados en zonas adyacentes y cotas superiores a la vasija)
ACT-2	Potencial de activación medio (componentes situados en zonas adyacentes y en la misma cota que la vasija)
ACT-3	Nivel de activación alto (vasija y componentes internos)

5.3.1.3 Medición

Las medidas se realizan mediante la metodología RAMA, desarrollado por la empresa Transware³, de manera informática.

Este software calcula la fluencia neutrónica basándose en un modelo geométrico del reactor (Ilustración 5-1), atendiendo a los distintos materiales, vinculados a unas propiedades y composiciones isotópicas obtenidas del NUREG/CR-3474 y de su respectiva ASTM.

Para calcular los valores totales de material activado en el interior de la vasija es necesario tener en cuenta una serie de parámetros, entre los que destacamos:

- Nivel de Potencia
- Distribuciones de potencia en el núcleo
- Fracción de huecos
- Distribución de material combustible entre los elementos.

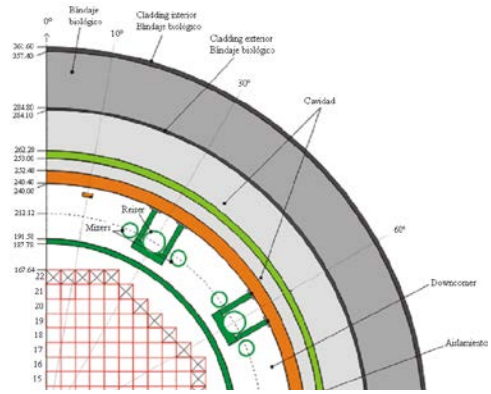


Ilustración 5-1 Modelización de la vasija del reactor de la central de Santa María de Garoña

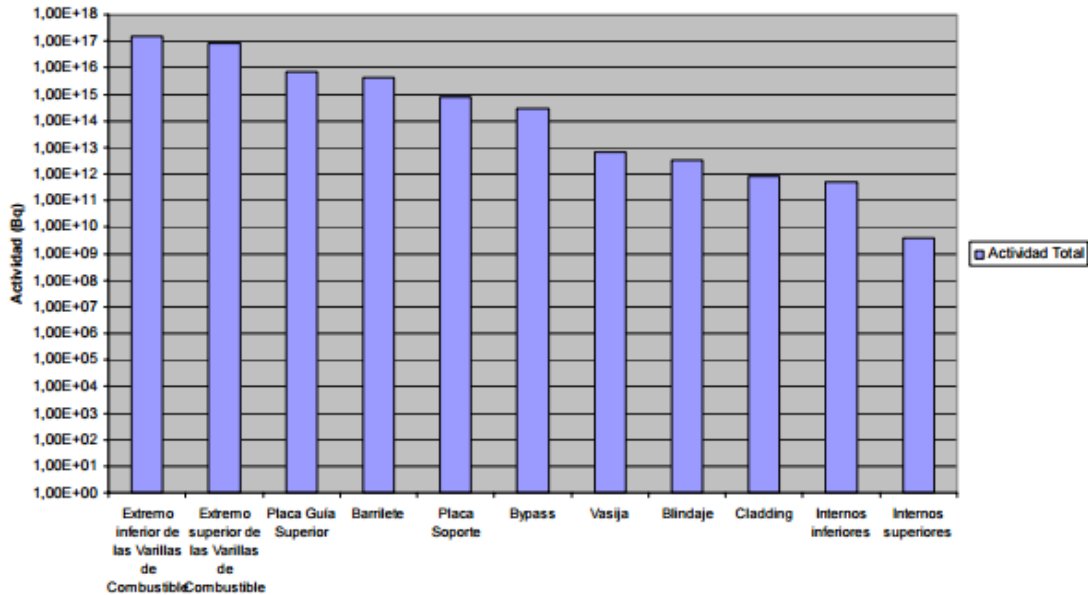


Ilustración 5-2 Niveles de activación en áreas contaminadas

Los resultados mostrados en la Ilustración 5-2 ponen de manifiesto la relación de actividad y su distribución en los sistemas de la central.

5.3.2 Contaminación interna

La producida en el interior de los sistemas por acumulación de radioisótopos en las películas superficiales de óxidos contaminados de los componentes del sistema.

5.3.2.1 Medición

5.3.2.1.1 Isótopos clave

Las mediciones se realizan en función al Co-60 y al Cs-137 por el hecho de que son isótopos con una concentración superior al 50% de las capas de óxido, y son de fácil medida directa mediante espectrometría.

El resto de isótopos se pueden aproximar mediante Factores de Escala.

Considerando que para cualquiera de los desmantelamientos que realicemos en este trabajo hace falta esperar como mínimo 3 años tras el cese de operación de la central para el enfriamiento de los elementos que componían el último núcleo, se puede obviar los isótopos con periodos de semidesintegración de vida corta (inferior a 3 meses).

Dependiendo de los sistemas implicados los isótopos clave se miden de diferentes maneras:

- Sistemas de recirculación y de vasija: los datos obtenidos se han obtenido de medidas históricas de la central.
- Sistema ventilación vasija del reactor: los datos recogidos se han extraído mediante toma de muestras de materiales superficiales, realizados en diferentes puntos del sistema.
- Sistema Off-Gas: El isótopo clave se obtiene mediante la espectrometría de muestras obtenidas de los sistemas de filtración.
- Resto de sistemas: Las medidas se obtienen mediante técnicas directas de espectrometría, tasas de dosis o por el uso del código de cálculo MARMER. En este software se han utilizado como datos de partida el diámetro, espesor en la tubería y una distribución isotópica esperada de la tubería.

Mediante el cálculo de unos determinados Factores de Escala, con un procedimiento estandarizado en la central de Garoña se obtiene la concentración del resto de isótopos.

Los materiales medidos se agrupan en Corrientes, ya que son zonas que debido a las condiciones de trabajo y la ubicación se espera que se hayan contaminado de una manera similar.

En las zonas de la central de las que no se puedan obtener datos físicos de manera directa se usan criterios basados en la experiencia para asimilarlo a un tipo de corriente equivalente, y así asignarlo a un isótopo equivalente, como se puede ver en la Tabla 5-3.

Tabla 5-3 Concentración interna de isótopos claves en corrientes de la central nuclear

Valores de concentración interna medida en sistemas		
Sistema	Co-60 (Bq/cm ²)	Cs-137 (Bq/cm ²)
Vasija (RX)	7,40 x 10 ⁵	
Sistema de Recirculación (RECIR)	2,30 x 10 ⁵	
Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC)	3,70 x 10 ⁴	

Valores de concentración interna medida en sistemas		
Sistema	Co-60 (Bq/cm ²)	Cs-137 (Bq/cm ²)
Sistema de Gestión de Residuos (RW)	7,00 x 10 ³	
Sistema de Purificación del Agua del Reactor (CUD)	3,29 x 10 ³	
Enfriamiento y Filtrado de la Piscina Combustible Gastado (FPC)	9,27 x 10 ³	
Ventilación del reactor (HVAC-RX)	2,46 x 10 ¹	
Drenajes y Venteos de Calentadores (HDV)	4,31 x 10 ²	
Sistema de Vapor Principal y Extracciones (MS)	3,92 x 10 ³	
Sistema de Condensado y Agua de Alimentación (FDW)	1,18 x 10 ²	
Sistema de Tratamiento de Gases (OG)		5,44 x 10 ³
Sistema de transferencia de condensado (CST)	3,02 x 10 ²	

5.3.2.2 Obtención de Factores de Escala

Los Factores de escala son valores referidos a un isótopo clave obtenidos mediante análisis radioquímicos. Este factor, calculado por métodos estadísticos, relaciona la proporción de un isótopo concreto en relación al isótopo clave. Con estas medidas se puede aproximar la concentración de todos los isótopos de un sistema conociendo la concentración de, en nuestro caso el Co-60 y el Cs-137 en el sistema off-gas.

Los tendremos que calcular mediante los resultados tomados en las resinas de Clean-Up (sistema de limpieza de efluentes líquidos, valores en espectrometría gamma y medidas directas realizadas sobre efluentes líquidos).⁴

Existen algunos isótopos que carecen de factor de escala H-3, C-14, Ni-59, Nb-94, Tc-99 y I-129, no disponen de un factor de escala, por ser de difícil medida, sino que tienen asignada una concentración media de actividad (CMA), obtenidos tras un proceso de análisis radiológico de muestras representativas.

Para este trabajo hemos utilizado aproximaciones a estos isótopos aceptadas por Nuclenor en su documento “Factores de Escala de residuos de operación de Centrales nucleares españolas”⁵.

Los factores de escala empleados en la central nuclear se muestran en la Tabla 5-4 junto con el origen de los mismos. Estos datos son únicamente referidos al Co-60.

Tabla 5-4 Factores de Escala usados en la Central Nuclear y su origen por sistema

Factores de escala (F.E) utilizados		
Isótopo	F.E	Origen
C-14	$7,99 \times 10^{-4}$	Resinas CUD
Co-58	$5,70 \times 10^{-1}$	Espectrometría en campo
Co-60	1,00	
Cs-134	$3,07 \times 10^{-2}$	Efluentes líquidos
Cs-137	2,57	Resinas CUD
Fe-55	$1,62 \times 10^{-2}$	Resinas CUD
Fe-59	$3,67 \times 10^{-1}$	Espectrometría en campo
Ni-63	$1,06 \times 10^{-1}$	Resinas CUD
Mn-54	1,04	Espectrometría en campo
Nb-95	$2,02 \times 10^{-2}$	Efluentes líquidos
Ru-103	$1,75 \times 10^{-2}$	Efluentes líquidos
Ru-106	$1,54 \times 10^{-1}$	Efluentes líquidos
Sb-124	$9,02 \times 10^{-2}$	Resinas CUD
Sb-125	$4,19 \times 10^{-2}$	Efluentes líquidos
Sr-89	$4,10 \times 10^{-3}$	Resinas CUD
Sr-90	$1,62 \times 10^{-1}$	Resinas CUD
Tc-99	$3,03 \times 10^{-3}$	Resinas CUD
Zn-65	$4,58 \times 10^{-1}$	Espectrometría en campo
Ca-41	$4,66 \times 10^{-6}$	Resinas CUD
Ca-45	$1,86 \times 10^{-5}$	Resinas CUD
Cl-36	$5,57 \times 10^{-5}$	Resinas CUD
H-3	$8,72 \times 10^{-4}$	Resinas CUD
Nb-93M	$7,70 \times 10^{-5}$	Resinas CUD
NI-59	$1,36 \times 10^{-3}$	Resinas CUD
CR-51	$7,92 \times 10^{-1}$	Espectrometría en campo
AM-241	$6,41 \times 10^{-4}$	Resinas CUD

Factores de escala (F.E) utilizados		
Isótopo	F.E	Origen
PU-238	$3,50 \times 10^{-4}$	Resinas CUD
PU-239	$3,66 \times 10^{-4}$	Resinas CUD
PU-241	$9,60 \times 10^{-3}$	Resinas CUD
CM-242	$3,75 \times 10^{-7}$	Resinas CUD
CM-244	$1,34 \times 10^{-5}$	Resinas CUD
U-234	$1,41 \times 10^{-6}$	Resinas CUD
U-238	$4,66 \times 10^{-7}$	Resinas CUD
ALFA	$1,46 \times 10^{-3}$	Resinas CUD

5.3.2.3 Corrientes tipo

De cara a facilitar el cálculo, se simplifican las áreas contaminadas considerando las denominadas corrientes tipo, que son zonas que por sus características tienen una distribución isotópica similar y material similar.

Estas corrientes son:

- Reactor: Circuito de recirculación
- Sistema de enfriamiento del reactor en parada
- Sistema de desechos radiactivos
- Sistema de purificación del agua del reactor
- Enfriamiento y filtrado piscina combustible gastado
- Ventilación del edificio del reactor
- Sistema de drenajes y venteos de los calentadores
- Sistema de vapor principal y extractores
- Sistema de condensado y agua de alimentación
- Sistema Off-gas de tratamiento de gases
- Sistema de transferencia de condensado

Los sistemas referidos a las corrientes están explicados en el Anexo I

5.3.2.4 Índices de contaminación interna

1. Para cada isótopo se calcula la concentración a final de vida (EoL) multiplicando el FE por la concentración de Co-60 para la corriente considerada.
2. Se calculará el decaimiento parar un periodo de 3 años.
3. Cálculo de fracción correspondiente al isótopo, dividiendo la concentración a 3 años vista entre el límite de la opción de gestión de inventario elegido, aplicando el factor de forma.

5.3.3 Contaminación externa

Contaminación producida durante el mantenimiento, apertura de sistemas o incidentes de fugas, en el que un líquido, entra en contacto con áreas, generalmente de hormigón (elementos estructurales de edificios) o metálicas (partes externas de elementos o equipos).

5.3.3.1 Medición

Para este caso se han definido 200 áreas distribuidas entre todos los edificios sometidos a vigilancia radiológica, cada uno de ellos vinculado a un 'valor típico de contaminación' deducido de la evolución histórica.

Estas 200 zonas se clasifican en función del valor medio de contaminación radiológica del suelo, calculando un promedio de todas las zonas incluidas en cada tipo.

5.3.3.1.1 Zonificación

De cara a facilitar la clasificación, se han dividido las 200 zonas sometidas a vigilancia radiológica en función de la contaminación superficial, como se puede observar en la Tabla 5-5.

Tabla 5-5 Clasificación de las zonas de la central según la contaminación externa

Tipo	Número de zonas	Contaminación media (Bq/ cm ²)
A	14	0
B	135	1.28×10^{-1}
C	19	1.39
D	24	8.73
E	8	7.57×10

Los valores obtenidos en este caso provienen de medidas realizadas mediante análisis superficiales.

5.3.3.2 Procedimiento

1. Calculamos la concentración al final de vida (Bq/ cm²) multiplicando el peso isotópico por la contaminación superficial correspondiente a cada zona.
2. Calcularemos la concentración superficial isotópica para 3 años de decaimiento por isótopo.
3. La concentración másica se obtiene de diferente forma atendiendo a cada material:
 - a. Para los hormigones simplemente dividiendo la concentración superficial entre la densidad del hormigón (2350 kg/ m³) entre la profundidad de escarificación. En este documento se usará 1 cm como medida de profundidad de escarificación.
 - b. En los materiales simplemente se obtiene al dividir la concentración por el factor de forma definido para toda la central (5 g/cm²).

- Se calcula la fracción correspondiente por isótopo dividiendo el resultado obtenido a 3 años vista entre los valores máximos de la opción de inventario elegida.

5.4 Vías de gestión de residuos radiactivos

Dependiendo del material y del nivel de contaminación se puede hablar de diferentes alternativas de gestión de residuos

Los materiales los podemos dividir a nivel general en hormigón y materiales metálicos, siendo los dos grupos predominantes en la central nuclear.

Atendiendo a las diferentes vías de gestión podemos diferenciar entre las alternativas citadas a continuación. En el Anexo III de recogen los valores máximos admisibles de contaminación en función de la vía de gestión.

5.4.1 Desclasificación

En la reglamentación sobre protección radiológica: “acto de la Administración por el que un material procedente de actividades sometidas a los controles y preceptos exigidos por dicha reglamentación puede ser gestionado en lo sucesivo por prácticas no sometidas a ella”.

Asume toda la categoría de cemento y metal no contaminado que puede eliminarse sin aplicar la legislación sobre materiales radiactivos.⁶

5.4.2 Reuso directo

Condicionado a la limpieza del material, y referido principalmente a los materiales metálicos.

5.4.3 Reciclado chatarra

Tras su descontaminación, física o química, se desclasifica material metálico por cuyas características puede reciclarse.

5.4.4 Envío al Cabril

En el Almacenamiento radiológico del Cabril (Córdoba [Ilustración 4-3]) se almacenan los residuos de baja y media actividad. Dentro de esta vía de gestión de residuos existen tres niveles que se explicarán a continuación.

Para la clasificación de los residuos deben de pasar un doble criterio: por un lado los niveles isotópicos a la entrada del bulto en el Cabril deben de ser acordes con los máximos establecidos para cada tipo de Bulto para emisores β/γ . Por otro lado, los emisores α tienen que cumplir un criterio a largo plazo, es decir, que después de 300 años de actividad, los niveles han de ser menores a unos máximos establecidos.

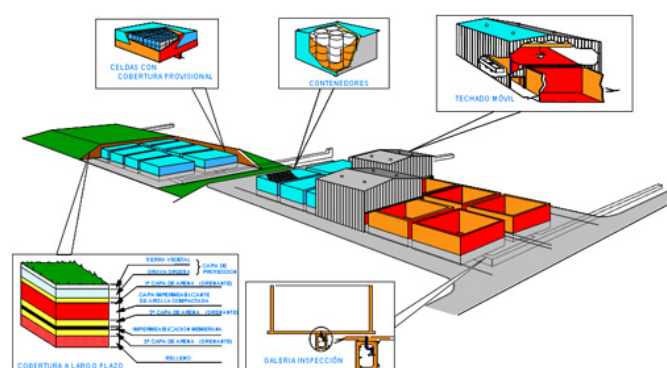


Ilustración 5-3 Esquema del funcionamiento del Cabril

5.4.4.1 Residuos de muy baja actividad

Se trata principalmente de ropa, herramientas y cemento que han estado dentro de la zona controlada de la central nuclear y en contacto con materiales contaminados. Los residuos de este tipo no producen calor, y su riesgo es mínimo.

Estos residuos se acondicionan en contenedores de diferentes tipos homologados o aprobados por Enresa, y tras la creación de los denominados Bultos y su aprobación por parte de Enresa, son enviados al Cabril donde se almacenarán de forma permanente durante 30 años.

5.4.4.2 Residuos de baja y media actividad

Residuos producidos durante el proceso de operación, generalmente materiales metálicos y de hormigón, aunque se incluyen también lodos, cableado, etc...

En estos casos, el residuo se almacena en bidones de acero, solidificándose con una matriz de conglomerante hidráulico.

Su aceptación por parte de Enresa depende de la aceptación del Documento Descriptivo del Bulto, siguiendo el Libro de Proceso.

Estos bultos, tras demostrar que cumplen los criterios de aceptación serán almacenados en los niveles superiores del Cabril durante 300 años.

Dependiendo de la actividad máxima calculada, los residuos de media actividad (RMBA [Residuos de Media y Baja Actividad]) se dividen en:

5.4.4.2.1 Nivel 1

Los criterios de aceptación son:

- La actividad por isótopos radiactivos β/γ no supera los valores referidos en la Tabla 5-6:

Tabla 5-6 Límite de actividad másica de radionucleidos β/γ para Nivel 1 del Cabril

Límites actividad másica β/γ Nivel 1 (Bq/g)	
Radionucleido	Límite actividad másica Bq/g
C-14	$2,839 \times 10^4$
Mn-54	$2,839 \times 10^5$
Fe-55	$2,839 \times 10^5$
Co-60	$2,839 \times 10^4$
Ni-63	$2,839 \times 10^4$
Zn-65	$7,667 \times 10^4$
Sr-90	$2,839 \times 10^4$
Tc-99	$4,212 \times 10^3$
Ru-106	$6,909 \times 10^4$
Sb-125	$2,839 \times 10^5$
Cs-134	$2,839 \times 10^4$

Cs-137	$2,839 \times 10^4$
Ce-144	$6,909 \times 10^4$

- La actividad másica total de todos los radionucleidos β/γ sea menor de 2.839×10^5 Bq/g
- Los niveles de actividad másica totales para emisores α a 300 años no superará los valores estipulados en la Tabla 5-7.

Tabla 5-7 Límites de actividad másica de isótopos α para El Cabril Nivel 1 a 300 años

Límites actividad másica α Nivel 1 (Bq/g)	
Radionucleido	Límite actividad másica Bq/g
AM-241	$9,13 \times 10^2$
PU-238	$4,98 \times 10^2$
PU-239	$5,21 \times 10^2$
CM-242	$5,35 \times 10^1$
CM-244	$1,90 \times 10^1$
U-234	$2,00 \times 10^0$
U-238	$6,63 \times 10^1$

5.4.4.2.2 Nivel 2

Los criterios de aceptación en el Nivel del Cabril Nivel 2 son:

- Se cumplen los límites de actividad másica por radionucleido β/γ reflejados en la Tabla 5-8:

Tabla 5-8 Límite de actividad másica de radionucleidos β/γ para Nivel 2 del Cabril

Límites actividad másica β/γ Nivel 2 (Bq/g)	
Radionucleido	Límite actividad másica Bq/g
C-14	$8,394 \times 10^5$
Co-60	$2,100 \times 10^8$
Ni-63	$5,030 \times 10^7$
Sr-90	$3,818 \times 10^5$
Tc-99	$4,212 \times 10^3$
Cs-137	$1,388 \times 10^6$

- Se cumplen los límites de actividad másica por radionucleido α , calculado para 300 años desde el depósito en el Cabril, reflejado en la Tabla 5-9.

Tabla 5-9 Límites de actividad másica de isótopos α para El Cabril Nivel 2 a 300 años

Límites actividad másica α Nivel 2 (Bq/g)	
Radionucleido	Límite actividad másica Bq/g
AM-241	$9,99 \times 10^3$
PU-238	$5,45 \times 10^3$
PU-239	$5,70 \times 10^3$
CM-242	$5,85 \times 10^0$
CM-244	$2,08 \times 10^2$
U-234	$2,19 \times 10^1$
U-238	$7,26 \times 10^0$

En la emisión de isótopos radiactivos de tipo α , tiene en cuenta las cadenas de desintegración radiactiva, y la concentración de los radionucleidos hijo se obtienen mediante el software Origen-Arp 2.0.

Los residuos de media actividad (RBMA), pese a clasificarse en dos en función de su actividad, se conservan en celdas del Cabril similares, y la clasificación se realiza e cara a la configuración del bulo y a las condiciones de transporte.

5.4.5 Residuos de Alta Actividad

Son los residuos procedentes de la activación de metales por bombardeo neutrónico, como son los elementos combustibles gastados, la vasija del reactor y sistemas de vasija en contacto directo con el combustible nuclear, llegando en última instancia hasta el sistema de pozo seco.

Se considerarán residuos de alta actividad si superan los valores de actividad recogidos en el Anexo III

- ATI: Almacenamiento Temporal Individualizado. Son almacenes localizados en los propios emplazamientos de la central. Se trata de una losa sísmica de hormigón en la que se acopian los contenedores con los residuos de alta actividad acondicionados y los elementos combustibles. El almacenamiento en el ATI es un paso previo al almacenamiento en el ATC.

- ATC: Almacenamiento Temporal Centralizado. Se trata de un proyecto que consiste en localizar todos los almacenamientos temporales en un espacio centralizado. Su diseño se recoge en la Ilustración 4-4, Actualmente está planificada su construcción en la

localidad de Villar de Cañas.



Ilustración 5-4 Esquema del proyecto del ATC

- AGP: Almacenamiento Geológico Profundo. Se trata de un proyecto a largo

plazo en España, que consiste en acondicionar un depósito o una mina o repositorio geológico subterráneo con la finalidad de acondicionar los residuos en una estructura geológica con unas características geológicas que garanticen su estabilidad a muy largo plazo. Es una técnica utilizada en algunos lugares de Europa. Actualmente se trata de un proyecto de almacenamiento definitivo, en el que los residuos se sellan de manera permanente, pero se está estudiando la posibilidad de revertirlo, con la idea de extraer los residuos de mayor actividad una vez que se haya investigado la posible recuperación del combustible gastado y se pueda reutilizar.

Este residuo radiactivo supone un porcentaje muy pequeño del total de residuos de los desmantelamientos de las centrales, y sin embargo su gestión es más compleja debido a su alta actividad.

En este estudio se partirá del dato de que existe un Almacenamiento Centralizado de cara a la gestión de los residuos de Alta Actividad.

El AGP es la solución definitiva, y las otras alternativas se consideran simplemente soluciones a corto plazo hasta haber desarrollado la tecnología del AGP

6 Antecedentes históricos

La energía nuclear ha tenido una evolución bastante importante, apoyándose principalmente en experiencia a nivel ingeniería y operación de otras centrales nucleares.

El desmantelamiento de centrales nucleares tiene también una larga trayectoria a nivel global, experiencia en la cual nos apoyaremos para personalizar y optimizar el proceso de desmantelamiento en la central nuclear de Santa María de Garoña.

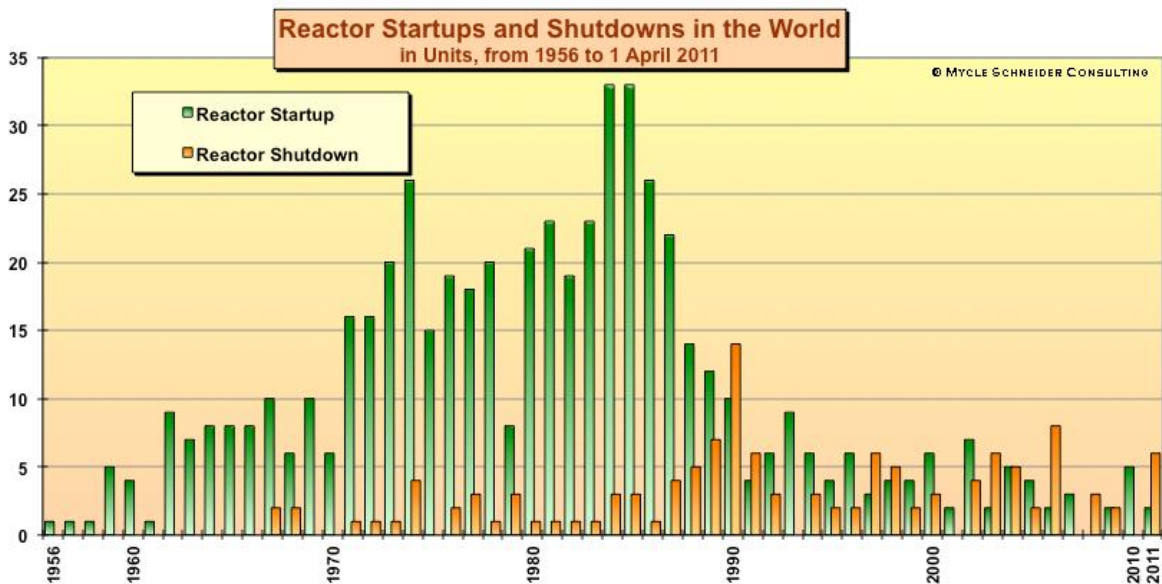


Ilustración 6-1 Cronograma de puesta en marcha y cierre de centrales nucleares en el mundo

Actualmente en el mundo existen 448 reactores en operación y otros 61 en construcción, repartidos principalmente entre China, Francia, India, Rusia, Finlandia y Corea del Sur.⁷

Hasta la fecha se han desmantelado alrededor de 20 reactores nucleares con éxito, más de 50 están en proceso de desmantelamiento, alrededor de otros 50 están en periodo de latencia, tres reactores están enterrados, y en otros casos, entre el que se encuentra la central de Santa María de Garoña, no se ha elegido vía de gestión.⁸

En la Ilustración 6-1 se observa la evolución en cuanto a construcción y cierre de instalaciones nucleares a lo largo del último siglo y hasta el año 2011. Con esta imagen se quiere demostrar la carga experimental en cuanto a desmantelamiento en la que se basará este trabajo.

De cara a este documento, aplicaremos esta experiencia de dos maneras distintas:

- Por un lado se hará un repaso al desmantelamiento de centrales de tipo BWR a nivel internacional, del que se hará especial hincapié en las dificultades y casos específicos que puedan ser relevantes para el estudio de la Central de Garoña.
- Por otro lado, y dado que en España no se ha desmantelado nunca una central de agua en ebullición, se hablará de los desmantelamientos de las únicas centrales desmanteladas en el país: Vandellós I y José Cabrera, de tipo PWR y Grafito-Gas respectivamente.

El objetivo de este apartado es encuadrar un plan general de desmantelamiento de una central nuclear apoyándonos en la técnica y los criterios empleados en otras centrales nucleares.

A continuación se explican los casos más reseñables históricamente, y en el apartado siguiente se expondrá la secuencia elegida para la Central Nuclear de Santa María de Garoña.

6.1 Rusia

El origen de la fuente de energía nuclear parte de la carrera armamentística entre la URSS y EEUU tras el proyecto Manhattan, en 1942, con el objetivo de acelerar la fabricación de plutonio.

A pesar de la dificultad de encontrar información relativa a centrales nucleares en este país que no esté en el idioma nacional, es interesante destacar la primera instalación de este tipo que se construyó en el mundo, a pesar de no ser tipo BWR.

Actualmente siguen potenciando este tipo de fuente de energía y construyendo más centrales, cada vez con una mayor potencia.

6.1.1 Obninskaya

La primera central nuclear del mundo. Se trataba de una instalación experimental de tipo grafito-uranio, que estuvo en operación entre 1954 y 2002. Tenía una potencia eléctrica de 5 MW, y sirvió de laboratorio a la URSS para la investigación nuclear.

Actualmente se encuentra en estado desmantelamiento, en la fase de decaimiento radiológico.⁹

6.1.2 Melekess VK-50

El primer reactor de tipo BWR desmantelado en Rusia, con una potencia eléctrica de 70 MW.

6.2 Italia

La energía nuclear en este país ha sido un tema controvertido a nivel social. En 1990 se realizó un referéndum en el que se decidió el cierre de todas las centrales nucleares en el país tras el incidente de Chernobyl. En 2008 se repitió el referéndum con el mismo resultado.

Históricamente en este país los desmantelamientos han sido diferidos, con un periodo de decaimiento radiactivo de entre 40 y 50 años, pero en el año 2001, el gobierno italiano aceptó el desmantelamiento directo como la alternativa preferible.

La política de gestión de residuos también se ha visto transformada, por causas principalmente económicas. Los primeros años de la carrera nuclear, se enviaban los elementos combustibles al extranjero con el fin de reprocesarlos. Actualmente se gestionan en el propio país, donde se almacenan en Almacenamientos Centralizados, como el depósito de combustible nuclear de Avogadro, en Saluggia, al norte del país.

6.2.1 Garigliano

Se trata de una central de 150 MWe en operación desde 1964 hasta 1978 momento en que cesa su actividad debido a un fallo técnico.

Hasta el año 1982 se estudia la viabilidad de continuar la operación de la central pero a partir de este año se procede al desmantelamiento diferido.

El desalojo de elementos combustibles se realizó en dos fases, en la primera de las cuales (1985-1987) se alojaron en el alojamiento Avogadro, en el norte de Italia, mientras que la segunda (2003-2005) se enviaron a la planta de reprocesamiento de Sellafield, en Reino Unido.

Para la reducción de volumen de los desechos metálicos radiactivos durante el almacenamiento se redujeron mediante la supercompactación a 1000 T de presión en una relación 2.4.

Interesante comentar que el plan original sufrió una serie de modificaciones debido a la inviabilidad técnica del mismo.

6.2.2 Caorso

Se trata de una central nuclear con un único grupo de turbina de 860 MWe. Estuvo en operación entre 1981 y 1986, año en que fue cerrada debido a un referéndum popular.

Todo el combustible usado, está acondicionado e instalado en la piscina de combustible, a la espera de un plan de desmantelamiento.

6.3 Holanda

Holanda actualmente cuenta con una central en operación y otra en un nivel avanzado de desmantelamiento. Esto es debido al proceso de abandono nuclear que el país tomó en consideración el año 1997 a raíz del incidente de Chernobyl.

6.3.1 Dodewaard

La central nuclear de Dodewaard consta de un único grupo de turbina que generaba una potencia de 58 MW. Estuvo operando entre el año 1969 y cesó su actividad en 1997. La estrategia elegida para su desmantelamiento es de nivel 2, durante 40 años.¹⁰

6.4 Alemania¹¹

El gobierno alemán, ha tomado la decisión de abandonar definitivamente la energía nuclear para el año 2020, por lo que está proyectado el desmantelamiento de las centrales nucleares de este país antes de esta fecha.

6.4.1 Wurgassen

Es una central del tipo BWR de 670 MWe. Estuvo en operación entre el año 1971 y el año 1994.

El objetivo del desmantelamiento era de “Tierra Virgen”, mediante un desmantelamiento inmediato, previa descontaminación.

Tras la operación la central estuvo dos años en fase de postoperación en el que se preparó esta para el desmantelamiento:

- Se acondicionó la central legal y físicamente para el desmantelamiento.
- Se extrajo el combustible irradiado y alojado en la piscina de combustible de la propia central.
- Se demolieron las torres de refrigeración. Esto pudo hacerse gracias a que éstas no constaban como parte de la central nuclear, ya que la licencia de la construcción de estas era ajena a la misma.

Se calculó el periodo de desmantelamiento en 10 años aproximadamente, dividido en 6 fases diferenciadas.

1. Desmantelamiento del equipo de la turbina.
2. Descontaminación y desmantelamiento de los sistemas con alta dosis de radiación:
 - a. Sistemas de refrigeración
 - b. Sistemas de gestión de residuos
 - c. Sistemas de limpieza del agua y auxiliares
3. Limpieza y desmantelamiento de la vasija del reactor y la piscina de combustible gastado.
4. Desmantelamiento de la vasija del reactor y el blindaje biológico.
5. Eliminación de la infraestructura en la zona controlada. En este paso dejará de considerarse zona nuclear y se procederá al último paso
6. Demolición como no contaminado

6.4.1.1 Residuos

Los residuos se clasificaron en:

- Material desclasificado, tras la descontaminación
- Material limpio por técnicas de fundido controlado.
- Material descontaminado mediante tratamientos termales
- Residuos contaminados, acondicionados tras un proceso de supercompactación y almacenamiento interno.

6.4.2 Kahl Vak

Es la primera planta construida en Alemania, con una potencia de 16 MW.

Estuvo en operación entre 1960 y 1985. Su desmantelamiento es de tipo directo y empezó en 1988.

El desmantelamiento se dividió en 4 fases, repartidas en 20 años.

Para el desmantelamiento se usan técnicas de segmentación bajo el agua de algunas de las partes del reactor en cortes de cerca de 10 cm. mediante arco de plasma.

El 60% del material es destinado al Almacenamiento Centralizado de Mitterteich, mientras que el resto de material contaminado es enviado a Confinamiento Geológico Profundo a una mina de sal en Kochendorf.

6.4.3 Gundremmingen KRB-A

En operación entre 1966 y 1977, contaba con tres grupos de generación

El desmantelamiento se dividió en varias fases, basadas en minimizar los residuos:

- Condensadores, bombas, precalentadores y turbinas
- Descontaminación y desmantelamiento de generadores de vapor y material contaminado del edificio del reactor.
 - Técnica de corte innovadora: Ice Sawing, que consiste en congelar el metal para facilitar el corte mecánico (no consideraremos esta técnica de corte en nuestro trabajo).
- Desmantelamiento del interior del reactor, vasija y contención biológica, mediante técnicas de corte térmico (como el oxi corte) y mecánicas.
 - La descontaminación se realizará mediante barnizado electrónico, buscando neutralizar los isótopos radiactivos mediante una corriente eléctrica. Debido a la falta de datos esta técnica no se considerará en este trabajo.

6.5 EEUU¹²

Históricamente este país siempre ha apoyado este tipo de fuente energética, desde la Guerra Fría y la carrera armamentística con la URSS, de manera que es un país a tener en cuenta de cara a la experiencia, sobre todo, dada la política de transparencia en el país sobre energía nuclear.

6.5.1 Trojan

Lo más interesante del desmantelamiento de esta central nuclear es el tratamiento que recibió la vasija del reactor, mostrado en la Ilustración 6-2, ya que es la vasija más grande transportada fuera de la propia central para su posterior descontaminación enterramiento sin segmentarla previamente, aunque si se realizó un vaciado de los elementos de la misma, antes de su traslado al Almacenamiento Geológico Profundo de “Hanford Site Confined Space Procedure” (HSCSP)¹³



Ilustración 6-2 Extracción de la Vasija de Reactor de la Central Nuclear Trojan

La central nuclear, es de tipo PWR. Este tipo de central nuclear tiene una vasija tamaño mucho más pequeña que las BWR, con lo que aplicado a nuestro caso, tendremos que cortarla por la inviabilidad para el transporte directo.

Estuvo operando entre 1966 y 1992, año en el que se finalizó la actividad en la planta, a pesar de que la concesión duraba hasta 1994.

La vasija del reactor de Garoña es potencialmente más grande que la Trojan: mientras que la española mide 21,6 m. de alto y tiene un diámetro exterior de 5.8 m., la americana tenía unas dimensiones de 12 metros de alto y 4,8 metros de diámetro.

Con estos criterios desestimaremos la alternativa de extraer la vasija de Garoña sin segmentarla previamente.

El desmantelamiento fue de tipo directo, y duró 9 años aproximadamente, y finalizó en el año 2004 con la demolición de las torres de refrigeración por detonación.

Los 790 elementos combustibles utilizados durante su vida útil se almacenaron en una piscina de combustible en la propia central, con una protección de cemento.

6.5.2 Shoreham

Esta central experimental, emplazada en Long Island, tuvo problemas con la concesión de la licencia y con el rendimiento de generación, trabajando siempre con muy bajos niveles de activación.

Fue cerrada en el año 1989 y la operación de desmantelamiento directo finalizó 6 años después, en 1994.

6.5.3 Pathfinder

Central nuclear prototipo de 59 MWe, localizada en Dakota del Sur, se clausuró en el año 1968 tras que trabajando a máxima potencia durante media hora se decidió que no era segura su operación.

Ese mismo año se aprovechó la infraestructura para convertirlo en una central térmica de carbón y gas.

La turbina de vapor y el reactor se dejaron hasta el año 1992 en decaimiento radiológico, y en el año 2000, debido a un accidente con las torres de refrigeración se decidió finalizar el desmantelamiento.¹⁴¹⁵

6.6 Japón

6.6.1 Fukushima

Se considerará este desmantelamiento en esta serie por lo interesante del proceso

Esta central cuenta con un modelo de reactor idéntico al de Santa María de Garoña.

En 2011 tras un terremoto en Japón y un fallo humano, se llegó a la fusión del núcleo de uno de los grupos de generación y se desencadenó una serie de incendios y reactivación de elementos combustibles usados.

Para el desmantelamiento de esta central, se han dado casos que ponen a prueba la tecnología actual ya que se desconocía el estado de las barras de combustible del interior de la vasija del 4º reactor, que sufrió una explosión de hidrógeno. Actualmente las barras de combustible de la última recarga siguen en el reactor a la espera de un decaimiento

que permita gestionar la extracción del combustible de alguna manera, que actualmente se desconoce.

Tras la parada en frío de la central y limpieza superficial de la central se extrajeron los elementos combustibles de la piscina de combustible gastado.

6.7 España

Pese a que en España no se ha desmantelado nunca una central de tipo BWR contamos con experiencia del desmantelamiento de una central tipo Grafito-Gas y una de agua a presión. En el trabajo se comentarán algunos aspectos de cara a su desmantelamiento.

6.7.1 Vandellós I

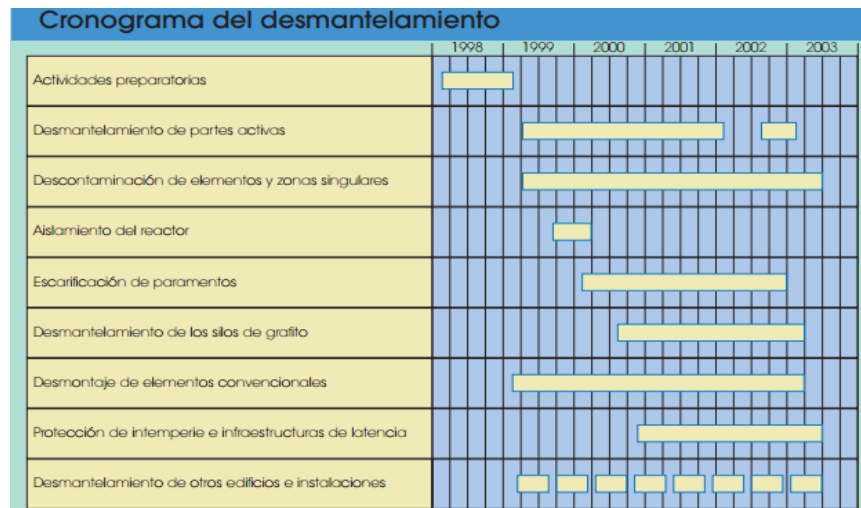
Esta central cesó su actividad en el año 1989, debido a un incendio en el segundo grupo de turbinas.

Tabla 6-1 Cronograma del desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I

A pesar de que no

tuvo implicaciones a nivel radiológico, el Ministerio de la Industria y la Energía revocó el permiso de explotación de esta.

El desmantelamiento es de nivel 2 (safestore), y está dividida en 4 fases, explicadas a continuación y desglosadas en el cronograma de la Tabla 6-1:



1. Acondicionamiento de la central
 - a. Descarga del reactor y preacondicionamiento de residuos
2. Desmantelamiento de estructuras (1998-2003)
 - a. Primera fase (1998-1999)
 - i. Desmantelamiento de edificios y componentes convencionales
 - b. Segunda fase (1999-2003)
 - i. Desmantelamiento de Partes activadas
 - ii. Gestión residuos baja y media actividad
3. Periodo de latencia (2003-2028)



Ilustración 6-3 Reactor encapsulado Vandellós I

- a. El edificio del reactor se deja in situ, encapsulado durante 25 años, con el objeto de disminuir significativamente el nivel de radiactividad del reactor (Ilustración 6-3 aprovechando el decaimiento radiactivo de los radioisótopos.

4. Desmantelamiento del cajón del reactor

- a. Liberación del reactor y estructuras internas.

Se optó por el desmantelamiento diferido por la inviabilidad de fragmentar inmediatamente el reactor debido a su actividad.

La duración total del proyecto hasta la fase 3 fue de 63 meses, y hasta este momento supuso un coste de 93 millones de euros.

6.7.2 José Cabrera (Zorita)

Central nuclear de tipo PWR, propiedad de Unión Fenosa fue clausurada por causas económicas tras 38 años de actividad (3 más de los que contemplaba su vida útil) por falta de rendimiento económico.

Tabla 6-2 Cronograma del desmantelamiento de José Cabrera



Según el proyecto inicial, la liberación del emplazamiento está fijada para el año 2018, fecha en que Enresa retornará la propiedad al Operador. En la Tabla 6-2, se puede ver el proceso de desmantelamiento de la Central. Como se observa, únicamente resta restaurar el emplazamiento.

Se han desmantelado ya edificios auxiliares y áreas convencionales.

Entre lo más significativo cabe destacar la finalización del corte de la vasija y la retirada de la misma. Para este proceso se realizaron 172 metros lineales, consiguiendo un total de 112 piezas distintas.

El proceso de desmantelamiento, de tipo directo es equiparable al desmantelamiento de centrales tipo PWR americanas de la misma generación con desmantelamiento tipo DECON.

Debido a que actualmente está en proceso de desmantelamiento es complicado obtener datos técnicos sobre el proceso de desmantelamiento.

El presupuesto de las obras de desmantelamiento es de 135 millones de euros, y de momento no se estipulan desajustes presupuestarios

7 Niveles de desmantelamiento

De lo estudiado previamente podemos clasificar los desmantelamientos haciendo una doble clasificación de las alternativas al mismo.

En función del nivel de desmantelamiento, atendiendo al grado de la misma que se desmantela y según el tipo de desmantelamiento.

7.1 Según el nivel

7.1.1 Nivel 1

Se alcanza cuando todos los elementos combustibles gastados en un Almacén Temporal Centralizado y los residuos de media actividad estén acondicionados en un Almacenamiento de Residuos de Baja y Media actividad, en el caso de España, en el Cabril.

Este periodo suele coincidir con 3 años después del cese definitivo de la Central, momento en el que se extraen los elementos combustibles y se elige una vía de gestión para los mismos.

No se realiza desmantelamiento en ninguna de las instalaciones, pero en este momento se realiza el cambio de Titularidad del Emplazamiento.

7.1.2 Nivel 2

Este nivel se alcanza tras un desmantelamiento parcial, excluyendo el reactor, que se deja en latencia, generalmente encapsulado.

Para el desmantelamiento de los edificios de la central se realizan tres procesos. Por un lado un proceso de limpieza y descontaminación. Por otro lado se eliminan los materiales que no se puedan descontaminar, y por último se demuelen las estructuras no contaminadas de manera ordinaria.

La limpieza se realiza en dos fases.

- Limpieza interna: busca eliminar la contaminación del interior de las tuberías en las que existen óxidos contaminados por contacto con agua que ha estado en contacto con el reactor.
- Limpieza externa: consiste en la eliminación del material contaminado por contacto directo con otro material contaminado, como pueden ser las herramientas y ropas empleadas por los operarios, o las superficies de materiales expuestos a emisiones de efluentes contaminados.

Los edificios auxiliares se eliminan de manera sistemática, mediante una demolición controlada.

Los residuos se clasifican y trasladan a los respectivos Almacenamientos Temporales.

Las estructuras más contaminadas, que incluyen todo el material activado y las zonas con alto nivel de contaminación interna en el interior del edificio del reactor y circuito primario de agua, se mantienen en latencia durante un periodo indeterminado, con el fin de reducir el nivel de actividad de estos, para desclasificar todo el material posible y reducir el volumen de material contaminado lo máximo posible o reclasificarlo.

7.1.3 Nivel 3

Tras las medidas anteriores se producirá una descontaminación y demolición de los edificios principales no desmantelados en procesos previos con idea de recuperar el solar para otros usos (greenfield o brownfield).

Los niveles anteriores tienen como objetivo el Nivel 3, y pueden aplicarse individualmente o agrupados hasta llegar a éste.

7.2 Nomenclatura americana

En el mundo nuclear es usual encontrar los desmantelamientos agrupados según la nomenclatura americana, que en vez de clasificar los procesos en función del volumen eliminado atiende al tiempo empleado en desmantelar la central.

7.2.1 Decon

Comparable al Nivel 3 europeo, consiste en la limpieza y descontaminación directa de todos los sistemas de la central nuclear tras el cese definitivo de actividad.

Tras este periodo se deja en latencia el reactor durante 3-5 años para que decaiga de forma natural la radiactividad de los elementos combustibles, tras el que se extraerán y gestionarán los mismos, enviándolos a un Almacenamiento Geológico o a un Almacenamiento Temporal.

Los elementos combustibles gastados alojados en la piscina de combustible serán extraídos y gestionados también.

Con todos los elementos en el exterior de la instalación se inicia la descontaminación y eliminación de infraestructuras.

Los edificios se van eliminando en función de su actividad, demoliendo primero los limpios mientras se realizan las labores de limpieza y descontaminación del resto.

El último edificio será el del reactor.

7.2.2 Safstor

Comparable con el Nivel 2, la diferencia entre ésta y Decon es el periodo de latencia entre el desmantelamiento de las áreas menos contaminadas y la eliminación de los materiales activados y de mayor nivel de radiactividad.

Este periodo se puede ampliar hasta un máximo de 60 años, según recoge la legislación americana. Este periodo depende del tipo de central y de la potencia de la misma.

Podemos dividir el proceso en varias fases escalables:

7.2.2.1 Hot/Cold Safstor

La central se mantiene en condiciones de operación pero desconectada de red, de manera idéntica a la situación actual de la Central de Santa María de Garoña.

7.2.2.2 Custodial Safstor

Se mantienen los sistemas de ventilación y control de radiactividad en la central nuclear, así como el mantenimiento y la vigilancia de la instalación. En esta fase se comienzan a desmantelar los edificios de menor nivel de radiactividad

7.2.2.3 Passive Safstor

Se procede a la limpieza de la mayoría de las estructuras contaminada de manera intermitente. Entran en parada algunos de los sistemas de la central, como son la monitorización radiológica.

7.2.2.4 Hardened Safstor

Se elimina todo el material radiactivo de la central.

7.2.3 Entomb

Básicamente consiste en cubrir la zona contaminada con un material que actúe como blindaje, generalmente cemento u hormigón el tiempo suficiente como para que los niveles radiactivos del área contaminada se consideren aceptables, momento en que se procederá al desmantelamiento de la instalación.

En la U.E. esta alternativa no se acepta como una alternativa, siendo uno de los principales motivos el alto coste de mantenimiento a largo plazo.

8 Desmantelamiento

8.1 Definición

Según el RD 1836/1999, desmantelamiento es conjunto de las actividades realizadas una vez obtenida la correspondiente autorización que permiten solicitar la declaración de clausura y que supondrá la desclasificación de la instalación y la liberación, total o restringida, del emplazamiento.¹⁶

Entendemos por desmantelamiento de una central nuclear la eliminación total de la infraestructura de la misma, previamente descontaminada hasta volver al estado inicial, previo a la construcción.

Existen varios procesos para llevar a cabo el desmantelamiento pero en este documento nos centraremos en los dos tipos aplicados en España hasta el momento, que son Vandellós I (diferido o Nivel 2), y José Cabrera (directo o Nivel 3), aunque como ha quedado patente con esta experiencia internacional, cada tipo de reactor tiene asociados tanto una preferencia en cuanto al tipo de desmantelamiento como, en el caso de los desmantelamientos diferidos, el periodo de latencia considerado. Los periodos de desmantelamiento llevan asociado un tiempo de predesmantelamiento y gestión calculado en 6 años.

En el caso de los BWR, el proceso más usual a nivel histórico es el desmantelamiento directo, con una duración de 10 años. En el menos probable caso del desmantelamiento diferido, éste dura alrededor de 30 años, con unos periodos de latencia que rondan los 20 años.

Es interesante destacar que en el caso de EEUU existen plantas en situación de latencia porque en este caso, es el propio Operador el que se encarga del desmantelamiento, y el

no realizarlo implica un no coste inmediato y una potencial reducción de costes a posteriori.

Según la experiencia internacional disponible prima la alternativa del proceso directo.

A continuación se abordarán las fases del desmantelamiento genéricas de una central nuclear de tipo BWR, basándonos en lo concluido en el apartado anterior.

8.2 Fases del desmantelamiento

8.2.1 Trámites legales

Explicados en el Apartado 3, referido a la Legislación, entendiendo como legislación los trámites legales tanto las reglamentaciones implantadas por Euratom como la normativa nacional.

Existen ciertas modificaciones legales a nivel intracomunitario pero para la elaboración de este documento nos hemos centrado en la legislación española y europea únicamente.

8.2.2 Post-operación

8.2.2.1 Gestión del combustible gastado y residuos operacionales

Una vez extraído de la central nuclear el combustible gastado y acondicionado los residuos operacionales, puede realizarse el cambio de titularidad de la central, y con ello iniciarse el desmantelamiento. Para este trabajo consideraremos que la vía de gestión del combustible será el Almacenamiento Temporal Centralizado.

8.2.2.2 Acondicionamiento de la central para el desmantelamiento

- Acondicionar las vías de acceso, para el personal y los equipos para facilitar el tránsito entre zonas, principalmente de cara al movimiento de los residuos.
 - Entre estas medidas está cambiar las entradas por otras de fácil acceso, y crear rutas para el tránsito de los residuos y el personal con el mínimo contacto posible para evitar altas dosimetrías.
- Construir un sistema de gestión (descontaminación y empaquetado) residuos apropiado para los residuos implicados en el desmantelamiento de la central, en tipo y volumen.
- Acondicionar una zona para la limpieza y corte de los residuos producidos durante la limpieza
 - Debe de permitir el trabajo paralelo en distintos puntos de la planta.
- Crear rutas y puntos de almacenamiento para los residuos
- Monitorizar y realizar un seguimiento de los materiales extraídos de áreas no contaminadas.
- Crear un área de trabajo temporal para el contratista, para dirigir el trabajo. Esta debe de constar de energía eléctrica, agua, teléfono, atendiendo a las necesidades del desmantelamiento.
- Gestionar los despachos y puestos de trabajo del personal que hayan de mantenerse de las zonas que primero se desmantelarán, proveyéndolas de los servicios mínimos.

- Desarrollar un programa de formación para los nuevos puestos de trabajo con nuevos objetivos que aparecerán en la central. Es de importancia capital antes de iniciar las actividades de desmantelamiento.
 - Llevar a cabo procesos de post operación, como son el drenaje y gestión de efluentes líquidos de operación
- Gestión de residuos de operación
- Gestión de químicos almacenados y materiales redundantes.
- Limpieza previa de la planta con el objetivo de reducir las dosis de radiación de los empleados.
- Crear un código de colores en el sistema eléctrico que diferencie entre materiales a desmantelar y materiales irremplazables para el proceso
- Eliminar material redundante de la cubierta de operación del edificio del reactor que puedan obstruir el proceso de segmentación de la cubierta del pozo seco y de la cabeza del reactor

8.2.2.3 Extracción de las barras de combustible

Se almacenarán en la piscina de combustible una vez extraídas durante la construcción de un Almacenamiento Temporal.

8.2.3 Desmantelamiento

8.2.3.1 Sistema de recirculación del reactor

Se elimina con la finalidad de reducir la radiación en el área de trabajo. Este circuito engloba todo el circuito primario.

8.2.3.1.1 Descontaminación química

El único criterio para la elección de este método es la experiencia operativa en otras centrales. Se presupone que reducirá la tasa de dosis hasta niveles aceptables.

8.2.3.1.2 Otros sistemas de descontaminación

Existe la posibilidad de que la descontaminación química afecte a los materiales de manera negativa, con lo que existen otras alternativas menos nocivas de descontaminar el sistema de tuberías.

Así mismo en caso de no conseguir los resultados esperados se puede recurrir puntualmente a otras metodologías más agresivas.

8.2.3.2 Descontaminación de la vasija

Debido a su gran tamaño y por motivos prácticos y económicos, la vasija se descontaminará con todos sus componentes en el interior.

Este hecho va en detrimento ecológico pues generará un pequeño volumen de resinas, aunque acelerará el trabajo aumentando la tasa de reducción total.

8.2.3.3 Extracción de cubierta de pozo seco y cabeza del reactor

Serán eliminadas tras la descontaminación y antes del desmantelamiento de las piezas del interior del reactor para evitar problemas con las herramientas de corte.

La cubierta de pozo seco se extraerá para su ulterior almacenamiento y segmentación en la zona de corte creada con este propósito.

La herramienta de corte elegida por experiencias previas serán cortes mediante arcos de plasma] o métodos mecánicos (explicados en el apartado siguiente)]

8.2.3.4 Extracción de vasija

Se buscará llevar la cabeza del reactor a la zona de corte, en la que mediante el Oxi-corte (que se explicará en el siguiente apartado) o corte mecánico con hilo de diamante.

El material utilizado para gestionar cualquier parte de este proceso debe de ser descontaminado.

Los trozos segmentados serán llevados al área de gestión de residuos donde serán introducidos en contenedores.

8.2.3.4.1 Interior de la vasija

El corte se hará bajo el agua: ésta actuará de blindaje nuclear y facilitará el empleo de otros métodos de corte.

La desventaja es que el corte tiene que ser a distancia y el propio residuo del corte enturbiará el agua dificultando la visibilidad, ralentizando el proceso. Con el fin de minimizar este problema se reduce el volumen de agua a enturbiar lo máximo posible.

8.2.3.4.2 Preparación del corte

Para garantizar el corte ha de realizarse una serie de actividades previas, entre las que cabe destacar la instalación de sistemas de filtrado y recolección de gases para el arco de plasma, que emite gases tóxicos, y los sistemas de manipulación de la herramienta de corte

8.2.3.4.3 Acciones en paralelo

Mientras se ejecutan estas labores en el reactor, pueden ejecutarse otras tareas como la limpieza del pozo seco y la eliminación del sistema de tuberías del mismo o la eliminación de las unidades de control

8.2.3.5 Segmentación de la vasija del reactor

Se realizará tras la elaboración de un plan de corte de que contemple que todas las piezas de la vasija (Ilustración 8-1) cumplan los criterios de aceptación de bultos.

A diferencia de los materiales del interior de la vasija, para esta no se recomienda el corte por debajo del agua. Esto se debe a que la vasija es mucho más gruesa que los componentes internos del reactor, lo que supone que se produciría más residuo que enturbiaría el agua y repercutiría directamente en el tiempo y coste de la operación.

La vasija se cortará con la parte superior apoyada en el fondo de la piscina de combustible Ésta se colocará boca abajo y se comenzará a cortar desde la base, para facilitar el corte. Así se garantiza además la posibilidad de utilizar agua como barrera biológica, recomendado en las zonas en que hay obreros trabajando.

Por motivos de falta de movilidad se recomienda cortarla in situ.

Por criterios de tiempo, se considera el corte térmico como la mejor alternativa de corte, concretamente el corte de oxi-propano debido al espesor de la vasija.

En caso de no poder aplicarse este método por no ser posible un sistema de extracción de gases, se usará un método de corte mecánico.

Se usarán herramientas convencionales para este tipo de cortes, generalmente Cortes de plasma (explicado en el siguiente apartado), por sus 5 grados de libertad y su velocidad de corte.

La experiencia en otras centrales ha demostrado la eficacia de otros métodos como son El método de corte por agua a presión (AWJC [explicado en el siguiente apartado]) para los materiales más contaminados, esto tiene por ventaja que los gases generados por este corte no producirán gases.

La desventaja de este método es la generación de residuos secundarios contaminados.

La parte superior de la vasija puede cortarse al aire por cuestiones técnicas. En algunos casos de esta zona pueden usarse métodos mecánicos.

El Generador de vapor seco, el separador de vapor, el rociador del núcleo y el método de aspersión del mismo y la guía superior (pieza supuestamente más contaminada) pueden cortarse al aire.

La guía superior se presupone la pieza más contaminada por activación neutrónica del interior del reactor.

Esta no podrá cortarse con arco de plasma, y en su lugar se usará el método AWJC o corte mecánico.

La gestión de este residuo concreto será similar a la de los elementos combustibles.

Las demás piezas pueden ser cortadas mediante arco de plasma (explicado en el siguiente apartado).

8.2.3.6 Eliminación de la vasija

La vasija del reactor se cortará en anillos desde arriba y cada anillo se cortará en secciones.

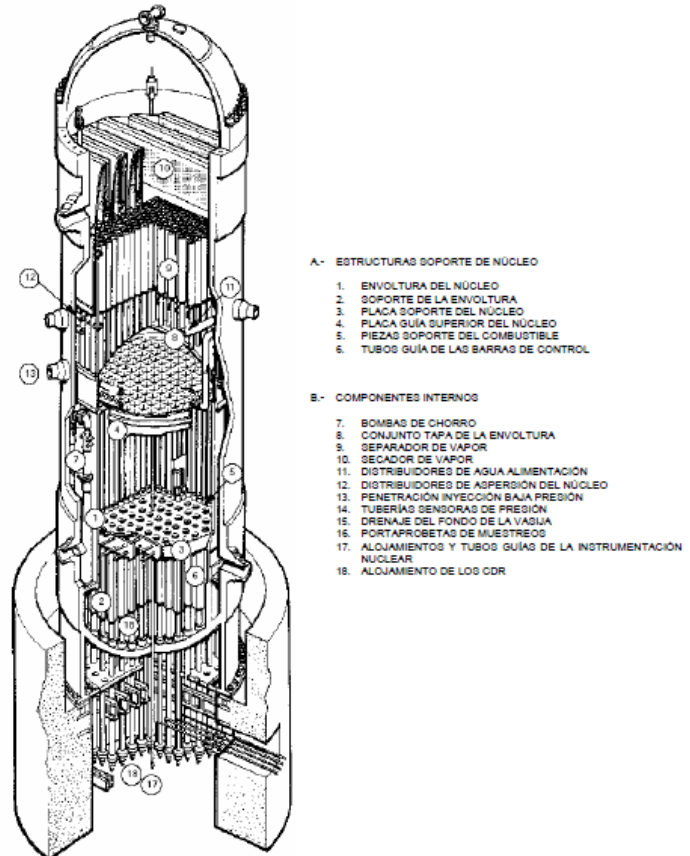


Ilustración 8-1 Esquema de reactor BWR con sus Componentes

Los anillos tendrán una altura máxima de 1.8 m, para que puedan ser transportados en los contenedores CE-2a.

Cada anillo tendrá 11 secciones curvas de 1.65 m de largo, con un peso medio de 3500 kg.

8.2.3.6.1 Alternativa 1

Cada anillo se cortará completamente horizontalmente, y será transportado a una zona donde se pueda cortar en trozos más pequeños verticalmente

8.2.3.6.2 Alternativa 2

En este caso los cortes verticales se hacen antes de los horizontales. Después de realizar estos últimos son cargados directamente al contenedor sin necesidad de mayor fragmentación.

8.2.4 Eliminación y descontaminación de estructuras

Limpieza de la piscina de combustible gastado tras la eliminación de la vasija, gestionando los materiales contaminados.

Se busca eliminar los sistemas posiblemente contaminados, realizando una limpieza en caso de ser necesario:

- Circuito de recirculación (tuberías, bombas, etc...)
- Separadores de vapor y los secadores de vapor
- Circuitos de vapor del interior del blindaje biológico.
- Componentes grandes del reactor in situ
- Piezas pequeñas de distintos sistemas para rellenar bultos
- Instrumentación excepto los sistemas de luz y eléctricos temporales para el desmantelamiento.
- Sistema de ventilación
- Sistemas de tuberías y estructurales de acero, estudiando su desclasificación.
- Cemento contaminado del blindaje biológico. Para esto es necesario usar técnicas de corte mecánicas, como corte con hilo de diamante.
- Piezas de la grúa contaminadas
- Puente grúa. Es desmonte de esta pieza se realizará en el suelo.

Las estructuras aquí citadas se encuentran explicadas en el Anexo I

8.2.5 Comprobación de los niveles de radiactividad

Realizar mediciones para comprobar la existencia de contaminación radiológica en suelos y paredes.

En caso de existir, se eliminarán mediante agua a presión o desbastado de estas zonas.

8.2.6 Comprobación final

Para garantizar que el edificio cumple con los estándares de libre de contaminación y se puede proceder a la demolición

Tras la aprobación final por parte del CSN se puede proceder a la eliminación del reactor-

8.3 Procesos de descontaminación

8.3.1 Descontaminación rutinaria

8.3.1.1 Descontaminación química

Tipo LOMI o CITROX, usada principalmente durante el mantenimiento de la planta y la recarga de combustible.

8.3.2 Descontaminación centrada en el desmantelamiento

El objetivo de este tipo de descontaminación es eliminar las capas exteriores de óxido contaminadas en el interior de los circuitos metálicos.

8.3.2.1 Decontamination for Decommissioning (DfD)

Es usado para estructuras con un bajo nivel de contaminación de tipo metálico, principalmente de contaminación externa e inclusiones puntuales en tuberías.

El proceso consiste en tres fases que se repiten cíclicamente hasta eliminar la actividad que nos interesa.

Estas fases duran unas ocho horas, y son

- Fase del permanganato potásico
- Fase del oxalato
- Fase de transición

8.3.2.2 Técnicas manuales

Históricamente se ha usado el barrido, lavado y aspirado como técnicas de eliminación de materia contaminada, pero han sido sustituidas por la alta dosis de radiación absorbida por los operarios y por las limitaciones que conlleva.

Actualmente se usa en momentos puntuales, sobre todo de cara a preparar una limpieza intensiva en hormigón contaminado.

8.3.2.3 Agua a presión

Utiliza agua a una presión de entre 3500 y 35000 kPa para descontaminar mediante erosión una superficie, generalmente de hormigón.

Esta técnica se utiliza principalmente en áreas muy grandes o donde los métodos mecánicos no son posibles.

Genera un kg de residuo por cada 1000 litros de agua empleados. Se tienen que emplear técnicas de drenaje para evitar que el agua contaminada influya en otros sistemas.

8.3.2.4 Escarificación de cemento

Busca eliminar la primera capa de cemento de los suelos mediante un instrumento rotativo con cabeza de material abrasivo.

También se emplea para eliminar pinturas y eliminar oxidación superficial de materiales metálicos, que se dañarían mediante otra técnica.

Complementario al corte hay un sistema de aspiración que evita que se produzca contaminación secundaria.

8.3.2.5 Electroerosión

Se trata de un método de limpieza de metales que consiste en la eliminación de capas superficiales del material, mediante una serie de descargas controladas en un medio dieléctrico.

Alrededor del plasma se generan grandes temperaturas que vaporizan el metal. Este material eliminado se solidifica y se extrae del líquido dieléctrico en forma de viruta

8.3.2.6 Granallado

También conocido como Erosión por Arena, es una técnica de decapado de superficies que consiste en la proyección de una corriente de material abrasivo sobre dicha superficie que suele ser arena de pequeño diámetro o partículas redondas de acero con una alta concentración en carbono. Suele comprender un diámetro de entre 0.1 y 8 mm.

Se usa generalmente para la eliminación de pinturas y capas superficiales de cementos y hormigones.

8.3.2.7 Limpieza mediante láser

Técnica experimental de limpieza de superficies, generalmente metálicas que consiste en la eliminación de las capas superficiales del material mediante el esfuerzo de compresión aplicado al láser. Tiene la ventaja de respeta mucho las superficies curvas, generando una menor cantidad de viruta.

Muy útil para descontaminación de detalle de materiales metálicos que se espera reutilizar.

8.3.3 Técnicas de corte

8.3.3.1 Proceso de arco de plasma.

Se establece un arco de corriente continua entre un electrodo de wolframio y un material conductor en una corriente de gas (por ejemplo, argón), a temperaturas de 10000-24000 °C. En vez de crearse un arco abierto, éste se localiza en una boquilla de pequeño diámetro lo que aumenta la densidad del arco, así como la temperatura y el voltaje.

Como refrigeración se utiliza agua aplicada sobre el electrodo y la alimentación.

8.3.3.2 Oxi-corte

Se produce una ignición en una mezcla de gas combustible y oxígeno en el orificio de un lanzallamas. En ocasiones se denomina a esta técnica como soldadura a gas. Normalmente no pueden cortar acero inoxidable, aluminio, otros metales no ferrosos o metales con altos porcentajes de hierro.

8.3.3.3 Maquinaria de Desintegración de metales

Es un proceso eléctrico con corte destructivo. El funcionamiento se basa en derretir el metal mediante arcos eléctricos producidos por dos electrodos. Se refrigera mediante un líquido que fluye entre el metal derretido y el electrodo.

8.3.3.4 Corte con agua a presión (AWJC)

Mediante una bomba se impulsa agua a altas presiones (3790 bar) a través de una tobera, alcanzando así los 900 m/s, para cortar metales.

El uso de esta técnica se limita a los materiales en los que no puedan realizarse taladrados de inicio de corte, ya que tiene el inconveniente de que para facilitar el corte hay que añadir un material abrasivo, lo que se traduce como más residuos.

Tiene la capacidad de cortar materiales como aluminio, aceros al carbono, y cemento, entre otros materiales.

8.3.3.5 Diferencias

Las características entre las dos técnicas de corte más utilizadas (oxicorte y arco de plasma) generan un balance favorable hacia el corte por arco de plasma, y se explica el uso de la técnica de oxicorte por la capacidad de operar automáticamente. Las diferencias primordiales entre las dos técnicas de corte son:

El arco de plasma es más versátil dado que tiene capacidad de corte sobre un rango de materiales más amplio.

El corte por volumen es mucho inferior en este caso, y su operación es más sencilla en caso de corte no automatizado, aunque inviable técnicamente en caso de corte automatizado.

En el caso del oxicorte, el corte es de ínfima calidad y se produce una degeneración en la estructura del metal por las altas temperaturas, pero dado a que ésta técnica va a ser usada con el fin de cortar material activado

La velocidad de corte también es muy superior en el caso del arco de plasma, alrededor de 5-6 veces mayor.

El acabado y la precisión es mucho menor en el oxicorte.

8.3.3.6 Corte mecánico

El mecanismo es el de una hoja de sierra de un material más duro que el material a cortar accionada mediante un motor que produzca el movimiento de la sierra.

Generalmente se usan para segmentar las piezas metálicas de la vasija y las tuberías de mayor grosor. Para esto se automatiza el movimiento, para no exponer a operarios a radiación.

Las técnicas más usadas son:

8.3.3.6.1 Cortadora circular

Cortadoras circulares autopropulsadas que cortan al moverse alrededor de la circunferencia exterior de un tubería o conducción.

Apropiadas para tuberías de pequeño diámetro

8.3.3.6.2 Corte abrasivo

Es una rueda propulsada eléctrica, hidráulica o neumáticamente, formada por partículas de aluminio o de carburo de silicio.

8.3.3.6.3 Sierra de arco

Es una hoja de sierra circular sin dientes que corta un metal conductor sin contacto físico con la pieza.

8.3.3.6.4 Clam-Shell

Es una técnica utilizada para el corte de largas longitudes de tuberías de gran diámetro contaminadas.

Tienen la ventaja de no generar residuos secundarios y que no requiere ningún tipo de tratamiento previo y es una técnica relativamente barata.

Como desventaja comentar que requiere un área alrededor de la tubería a cortar bastante importante para instalar la maquinaria de corte.

8.3.3.6.1 Corte con sierra de diamante

Técnica utilizable donde no se pueda instalar el cortador Clam-shell por una cuestión de espacio o donde no se pueda emplear por ser el diámetro mayor al que ésta permite.

También se utiliza en cemento contaminado.

9 Criterios que afectan al desmantelamiento

Una vez estudiados los procesos y los antecedentes, y antes de elegir una vía de gestión para el caso concreto de la central nuclear de Santa María de Garoña, se hablará de los criterios ajenos a la experiencia a tener en cuenta de cara a elegir una vía adecuada.

9.1 Tiempo de operación

El aumento en el tiempo del proceso implica un desajuste del tiempo calculado respecto al real lo que se traduce como un aumento de los gastos variables.

9.2 Criterios medioambientales

El acondicionamiento de los residuos tiene una importancia clave y su mala praxis puede tener como consecuencias catástrofes medioambientales que se buscan evitar, aún a riesgo de aumentar el coste económico del desmantelamiento.

9.3 Decaimiento radiológico

Los distintos criterios de aceptación del almacenamiento de residuos nucleares del Cabril clasifican los residuos en función de la concentración de isótopos radiactivos por bulto.

En el caso del desmantelamiento diferido, el decaimiento natural de muchos de estos isótopos puede desembocar en la desclasificación o recalificación de volumen de residuos, que se traduce como dinero ahorrado por la empresa en concepto de menor número de bultos y de menor radiactividad en el Cabril.

Por otro lado, esto aumentará los costes de mantenimiento de la propia central durante el tiempo en que este esté en latencia.

9.4 Seguridad

Los demás factores están supeditados a este, ya que, al igual que con los criterios medioambientales la seguridad de los operarios es una necesidad, que a su vez depende en gran medida de la tecnología aplicada y puede condicionar la duración de los procesos, en caso de que por algún proceso se pueda poner en riesgo a algún operario, interesa alargar el proceso y garantizar la seguridad de los mismos.

Podemos dividir este criterio en dos, en función del origen de la causa potencial de la incidencia en la seguridad.

9.4.1 Riesgos

De cara a la operación y a la prevención de riesgos laborales, como en cualquier otra instalación, se garantizará a los operarios unas condiciones laborales que permitan reducir los riesgos asociados a este tipo de instalaciones.

Las bases legales que garantizan esto se recogen en la Ley de Prevención de riesgos laborales.¹⁷

9.4.2 Dosis absorbida

Riesgo específico de las instalaciones catalogadas como nucleares, se buscará reducir la tasa absorbida por los operarios durante la operación de acuerdo con el Criterio (As Low As Reasonably Achievable) que busca reducir en la medida de lo posible el nivel de dosis recibido por el personal.

Para ello se realizará un seguimiento de las dosis absorbidas por los operarios, y se implantarán barreras de contención físicas que garanticen éste criterio.

9.5 Tecnología necesaria

Dado que los procesos involucrados son específicos para cada caso y la tecnología es muy concreta supone un foco de gastos muy importante, especialmente en el caso de la fragmentación de la vasija.

9.6 Criterios económicos

Una vez garantizada la seguridad en el proceso, éste está supeditado a un único factor en consonancia con todos los demás, que es el económico.

Este factor podemos dividirlo en varios aspectos atendiendo al origen y al destinatario de estos fondos:

9.6.1 Coste

Dado que este tipo de operaciones carecen de cualquier tipo de beneficio, interesa reducir el coste lo máximo posible.

El objetivo es hallar el menor desembolso inicial, siendo el coste función directa de:

- Tiempo de operación
- Mano de obra
- Tecnología requerida
- Nivel de contaminación de los residuos producidos
- Coste de mantenimiento
- Seguridad y reducción de dosis

La variación a largo plazo del coste calculado, implica la necesidad de reservar una parte del fondo para contingencias, o gastos no planificados.

9.6.2 Financiación

La financiación del desmantelamiento de las instalaciones nucleares generadoras de energía eléctrica proviene de las empresas titulares de las mismas.

En concepto de impuestos les son cobrados anualmente un valor proporcional a la vida útil de cada central y a la cantidad de residuos generados, que será destinado a desmantelar y descontaminar las mismas una vez que Enresa haya asumido la titularidad de la central nuclear.

En caso de desajuste de presupuesto, los abonará Enresa, una vez que se haya iniciado el proceso.

9.7 Criterios sociopolíticos

A este respecto podemos dividir este apartado en dos conceptos complementarios:

9.7.1 Criterios sociales

En el caso concreto de España, existe una gran controversia respecto a la energía nuclear, pero a nivel social no tiene una buena aceptación, y existe una importante corriente que se opone a esta fuente de energía como una alternativa viable. El rechazo generado respecto a este tema lleva a los políticos a manifestarse a favor o en contra de la misma, lo que genera una polarización muy importante a nivel social.

La presión social puede ser un factor determinante para considerar evaluar alternativas distintas a las estudiadas desde el punto de vista económico. Por ejemplo, y lo tendremos muy en cuenta para nuestro trabajo, puede provocar que un desmantelamiento proyectado como de Nivel 2 tenga que convertirse en uno de Nivel 3, para evitar el impacto mediático a largo plazo.

9.7.2 Criterios políticos

Debido a la polarización política relativa al malestar social general que produce esta fuente de energía, habrá una serie de partidos que promocionen continuar con ésta, aprobando las concesiones de operación a largo plazo de centrales y postergando el desmantelamiento, mientras que en el caso de los partidos detractores, se puede adelantar la fecha de cese, e incluso decidir prescindir de esta fuente de energía de manera total, como en el caso de Italia, o Alemania.

10 Alternativas¹⁸

En este apartado se busca explicar las diferencias entre los dos procesos y hacer un comentario general a qué alternativa sería más viable desde el punto de vista económico y técnico. La experiencia en otras centrales nos ha demostrado que para este tipo de central la alternativa preferible es el desmantelamiento directo, así que se hará especial hincapié en ella.

En ambos casos estudiados se parte de la base de que los criterios de seguridad, minimización de dosis y protección ambiental se ven garantizados, ya que son condición indispensable para la realización de este proyecto.

El cálculo económico de los dos casos se realizará teniendo en cuenta las siguientes consideraciones:

- Se tomará como valor activo económico el Euro en el año 2016. No se tendrán en cuenta las fluctuaciones del valor de esta divisa.
- De cara a la desclasificación de materiales radiactivos, usaremos los datos recogidos en el Inventario radiológico de 2011, y los actualizaremos teniendo en cuenta el decaimiento radiológico hasta 2023. Se realizará esta aproximación porque para el cálculo ya se han eliminado los isótopos de vida corta, y dado que las mediciones se realizan de cara a la seguridad, es mejor sobredimensionar las mediciones.
- No se considerarán situaciones anómalas de funcionamiento, y se partirá de la base de que el proyecto se ajusta al plazo previsto.
- Los datos económicos han sido obtenidos de las Tablas Tragsa actualizadas el año 2015 (Referencia 17). De los procesos que no se han obtenido datos, se han adaptado datos recogidos en el desmantelamiento de otras centrales nucleares de tipo BWR. Dado que se no hay datos reales respecto al proyecto Proyecto de Desmantelamiento, se estima que puede existir un margen de error bastante importante entre éste proyecto y el oficial llevado a cabo por Enresa. Como experiencia operativa, es interesante tener en cuenta que en el caso del Desmantelamiento de Vandellós I existió un desfase económico importante entre el proyecto real y el estipulado.
- Por establecer una fecha de inicio del desmantelamiento, esta será el 1 de enero del año 2023, ya que se considera que se inician los trámites el 1 de enero de 2017, y Enresa fija como plazo 6 años para el proceso de Predesmantelamiento.
- El presupuesto únicamente recogerá el desglose del proyecto, y no se tendrán en cuenta otros costes derivados de la gestión de combustible nuclear, ni de residuos de alta actividad, ni del transporte de los mismos.

Las técnicas elegidas de limpieza y desmantelamiento en ambos casos serán idénticas, variando únicamente la duración de los periodos. Éstas se explican a continuación:

- Limpieza y descontaminación de edificios: Referido principalmente a los suelos del área controlada y áreas concretas de la sala del condensador con un alto nivel de contaminación superficial. Principalmente se tratará de edificios de hormigón y cemento.

- La técnica más utilizada en el caso de la Central de Santa María de Garoña será el escarificado de cemento, con una profundidad de escarificación de 1 cm.
- Limpieza y descontaminación de metales: Limpieza de óxidos en materiales metálicos como tuberías, condensador, y piezas internas de los circuitos de los circuitos de agua. La técnica prioritaria para la descontaminación de metales en la central de Garoña será:
 - Descontaminación mediante baños químicos para las piezas pequeñas
 - Granallado para las piezas de mayor tamaño y contaminación superficial.
- Corte vasija: La técnica elegida para el corte de la misma será la de corte por arco de plasma. Aproximaremos la longitud de corte de la vasija mediante medios geométricos y:
 - Cortaremos el reactor de la central nuclear en piezas de 1.8 m de alto por 1.65 m. de arco, de manera que podrán transportarse en bidones de tamaño homologado para su posterior almacenamiento temporal.
 - El corte se realizará en dos fases y al aire. En primer lugar se realizarán los cortes horizontales, y posteriormente se realizarán la segmentación vertical. La vasija se cortará in situ y las piezas serán maniobradas mediante el puente grúa.
 - La longitud total de corte es de 963 m.
- Desmantelamiento edificios: Demolición de edificios de hormigón por vías convencionales. La maquinaria se alquilará, y se subcontratará la mano de obra, así como a la empresa encargada del transporte de los escombros. En este apartado existen datos más reales y ajustados, debido a que no requiere medidas adicionales de protección radiológica.
- Gestión de residuos radiactivos: La descontaminación se centra en la desclasificación del mayor volumen posible de residuos de cara a eliminar el máximo material contaminado posible, o en el peor de los casos reducir el nivel de contaminación para gestionarlo en un nivel inferior del almacenamiento en el Cabril.

En ambos estudios de alternativas se hará un cálculo del volumen del residuo clasificándolo.

Se estimará el coste total de gestión de material contaminado de tipo RBBA y RBMA, ya que no existen datos económicos de los Residuos de Alta Actividad.

Se ha desestimado la supercompactación como una alternativa viable a la gestión de residuos, debido a su alto precio.

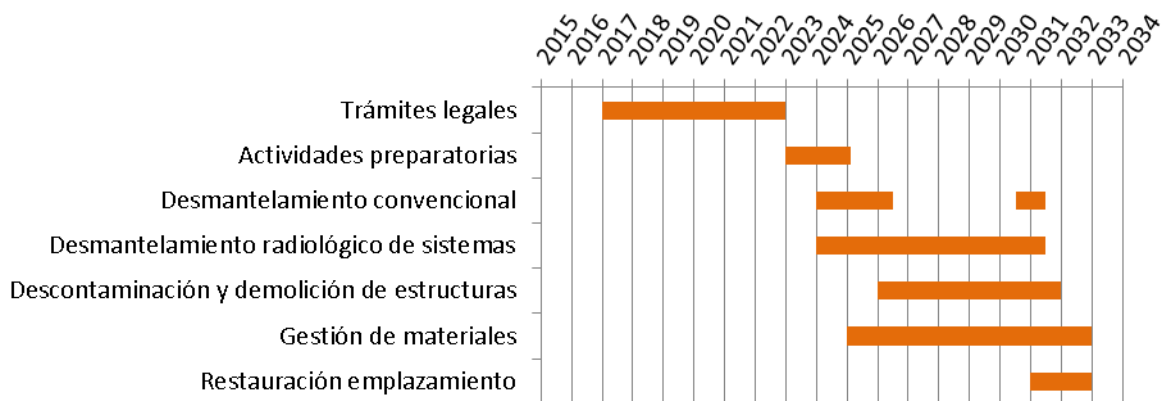
10.1 Alternativa 1- Desmantelamiento directo

10.1.1 Proceso

Seguiremos el proceso referenciado en el Apartado 8.

En el cronograma de la (Ilustración 10-1) se pueden observar los plazos calculados para el desmantelamiento de Nivel 3.

Tabla 10-1 Cronograma calculado para el Desmantelamiento Directo



Las actividades se llevarán a cabo en fases secuenciadas de manera lógica y aprovechando el orden lógico.

Se realizará una secuencia de desmantelamiento de estructuras convencionales al principio del desmantelamiento para la eliminación de edificios limpios y auxiliares y otra una vez se haya finalizado la limpieza de la mayoría de estructuras.

Las actividades preparatorias engloban las actividades de:

- Acondicionamiento de instalaciones
- Modificación y liberación de sistemas

El desmantelamiento radiológico considera:

- Corte de piezas metálicas grandes: principalmente la vasija, turbina y algunos sistemas de condensado
- Piezas pequeñas: tuberías, y sistemas de valvulería en contacto con el circuito de vapor.

El proceso está calculado para durar

- 6 años los Trámites Legales hasta el cambio de titularidad.
- 10 años el Proceso de Desmantelamiento hasta la liberación del emplazamiento.

10.1.2 Residuos obtenidos

El volumen de residuos obtenidos se puede observar en la tabla 10-2. Los datos se han referido a la masa del componente mayoritario de la vía de gestión. Se observa que el material limpio es en su inmensa mayoría estructural de hormigón, y que el volumen de

residuos de alta actividad es bastante reducido. No es de extrañar ya que el mayor volumen de material activado se encuentra en los elementos combustibles, que han sido acondicionados en el almacenamiento Temporal Centralizado antes del inicio del desmantelamiento.

Tabla 10-2 Clasificación en masa de residuos obtenidos durante el Desmantelamiento Directo

	Resumen de la estimación del inventario físico y radiológico (kg)			
	Limpio	RBBA	RBMA	Alta actividad
Sistemas mecánicos	3 191 258,25	1 941 371,6	3 230 597	
Sistemas de ventilación	49 336,6	170 400,4	840	
Equipo eléctrico	1 998 654,4	211 963,6		
Estructura metálica	3 000 972,8	537 412,2		
Hormigón	128 703 813,6	25 807 275,4		
Activación metálica		185 000	294 900	18 300
Activación hormigón		255 000	161 000	
TOTAL	136 944 035,7	29 108 423,2	3 687 337	18 300

La mayor parte del material desclasificable, alrededor de un 80% se ha considerado limpio, mientras que el 20% restante se supone de muy baja actividad.

En la Ilustración 10-1 se observa la relación proporcional entre los residuos obtenidos durante el proceso de desmantelamiento directo.

El coste total de la gestión en el Cabril de los Residuos de Baja y Media Radiactividad asciende a 75 M€.

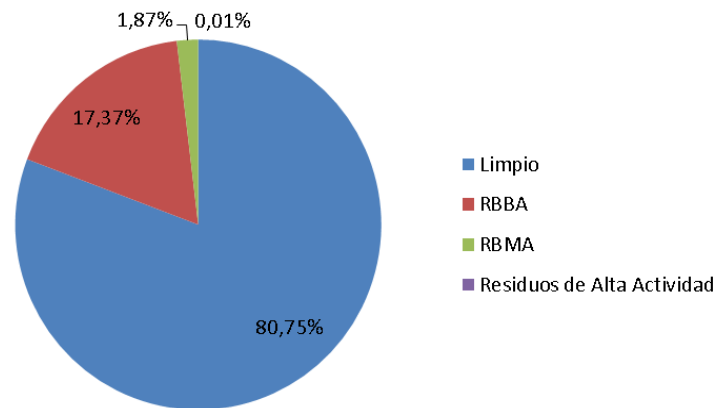


Ilustración 10-1 Relación en masa de residuos obtenidos durante el Desmantelamiento Directo

10.2 Alternativa 2- Desmantelamiento diferido

En este tipo de desmantelamientos hay que tener una cuenta una serie de criterios que no se consideran en el desmantelamiento directo.

Dado que se trata de un proyecto a largo plazo, habría que contar con las fluctuaciones en la divisa, ya que podría resultar un aumento en la rentabilidad del proyecto.

Por otra parte, y de carácter crítico, es el hecho de que el proyecto esté supeditado al Criterio ALARA (As Low As Reasonably Achievable) , que busca minimizar las dosis de radiación recibidas al mínimo posible, anteponiendo la seguridad de los trabajadores al tiempo de operación y el coste.

La experiencia obtenida demuestra que las ventajas de ésta alternativa no es tanto la rentabilidad económica, que de hecho es menor en líneas generales, sino de cara a otros criterios no tangibles, como son la seguridad y la protección ambiental.

Para el estudio económico, se asumen unos valores económicos a la dosis recibida por los operarios, aprobados a nivel estatal, que varía dependiendo de los criterios asumidos socioculturalmente del país en cuestión.

En este proceso se desdoblán las fases de limpieza y desmantelamiento de estructuras, aunque el valor absoluto de estas fases será menor que en el caso del desmantelamiento directo, ya que en la segunda fase, tras el periodo de latencia, el volumen de material limpio es mayor, y eso implica un ahorro de tiempo en técnicas de limpieza y descontaminación.

10.2.1 Proceso

El proceso será similar al directo, con la salvedad que los edificios con una contaminación mayor, explicados en los apartados siguientes, serán dejados en latencia.

La experiencia internacional muestra que el periodo óptimo de decaimiento para centrales de tipo BWR es de alrededor de 30 años, y para este caso elegiremos 25 años. Esta elección se condiciona por el periodo de decaimiento acumulado desde la parada de la central nuclear del 2012.

Enresa asume que en el caso del desmantelamiento directo, las duraciones aproximadas de las distintas fases son:

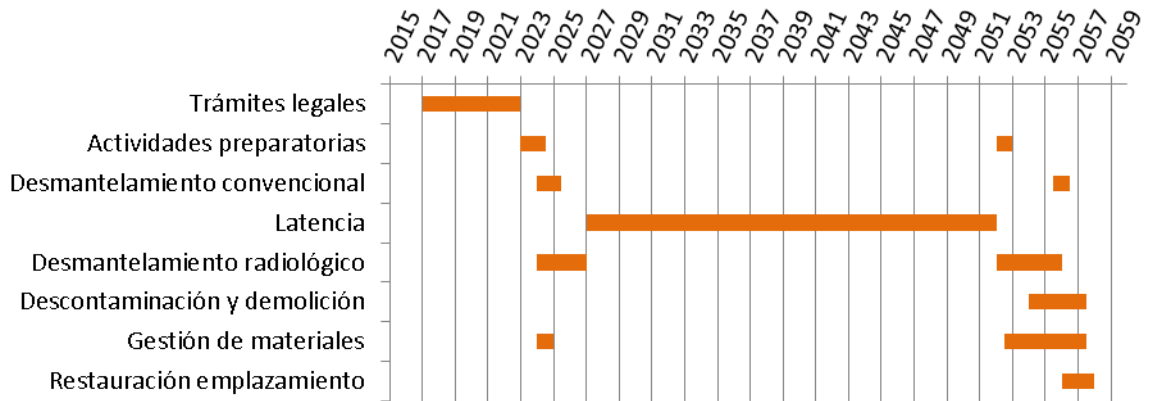
- 6 años de tramitación de la licencia: Finaliza con la gestión del combustible gastado y el cambio de titularidad de la central nuclear.
- 5 años de operación previa a la latencia. En este periodo se llevará a cabo la
 - Eliminación de edificios auxiliares
 - Limpieza de áreas con niveles de contaminación muy bajos
- 25 años de latencia: En este periodo se mantendrán los servicios mínimos de vigilancia y se dejarán decaer los isótopos radiactivos de manera natural.
- 5 años de operación tras la latencia: eliminación de estructuras con mayor nivel de contaminación y activadas. Finaliza con la devolución del emplazamiento al Operador.

10.2.1.1 Tiempo de latencia

Aunque los tiempos usuales de decaimiento radiológico oscilan entre los 40 y los 60 años, en EEUU, en este trabajo, y según el criterio explicado anteriormente, el periodo de latencia elegido será de 25 años,

En la Tabla 10-4 se observa un cronograma con las actividades desglosadas.

Tabla 10-3 Cronograma del Desmantelamiento Diferido



La duración total de los procesos de limpieza, descontaminación de material contaminado y demolición de estructuras es menor en valor absoluto que el directo, pese a realizarse en dos tiempos. Esto se debe a que en la segunda fase, al reclasificarse de manera natural una serie de estructuras, pueden tratarse como no contaminadas, con lo que se pueden tratar de manera convencional.

10.2.2 Separación de áreas

Se pueden simplificar los cálculos eligiendo los edificios del reactor y el condensador para la segunda fase de la descontaminación, pero la experiencia operativa en otras centrales similares nos ha demostrado que mediante el periodo de latencia se puede desclasificar una serie de áreas en edificios concretos y reducir el nivel de gestión en el Cabril en otros tantos.

A continuación se expone una lista con los diferentes sistemas y su variación en la vía de gestión:

10.2.2.1 Desclasificación incondicional/ Residuos Muy Baja Actividad

En este apartado distinguimos los edificios clasificados como de media/ media baja actividad que tras un periodo de latencia reducen su nivel de contaminación a muy baja y desclasificación incondicional respectivamente:

- Edificio de turbina
- Edificio del reactor: la zona exterior de la contención primaria, mostrada en la Ilustración 10-2)

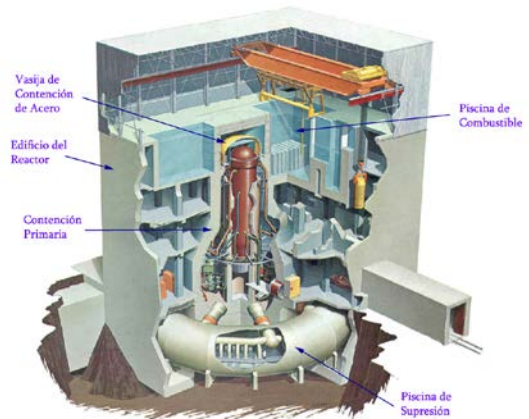


Ilustración 10-2 Edificio de reactor

- Sistema de evacuación de humos
- Sistema de tratamiento de gases: (Off-gas) sistema de limpieza de gases incondensables acumulados en el condensador
- Taller caliente, donde los materiales y herramientas se descontaminan y gestionan
- Sistemas de ventilación de toda la planta, especialmente reactor y turbina
- Edificio de gestión de residuos (Radwaste): es el edificio de limpieza, y descontaminación de residuos sólidos. Las zonas contaminadas en este edificio son las cotas inferiores.

En el Anexo I se encuentra información sobre estos sistemas.

10.2.2.2 Residuos de Baja/ Media Actividad

En cuanto a los edificios clasificados como de media/ alta actividad y que tras el periodo de latencia se reduce su actividad hasta residuos de baja y media actividad encontramos:

- Ciertas áreas del Edificio del reactor fuera del blindaje biológico,
- Sistema HPCI: sistema de limpieza con agua a alta presión
- Sistema de Clean-Up: sistema de limpieza de efluentes mediante resinas
- Sistema de parada en frío
- Sistema de pozo húmedo

En el Anexo I se encuentra información referente a estos sistemas.

El listado anterior será el no tratado en la primera fase, mientras que resto de estructuras y edificios se desmantelarán y descontaminarán antes del periodo de latencia.

El resto de edificios se considerarán limpios y se procederá a su demolición final.

10.2.3 Residuos obtenidos

En la Tabla 10-5 están representados los valores obtenidos de residuos tras el periodo de latencia de la central.

Tabla 10-4 Clasificación en masa de residuos obtenidos durante el Desmantelamiento Diferido

	Resumen de la estimación del inventario físico y radiológico (kg)			
	Limpio	RBBA	RBMA	Alta actividad
Sistemas mecánicos	3 427 759	1 718 714	1 608 951	
Sistemas de ventilación	211 217	9 024	336	
Equipo eléctrico	2 200 020	10 598	0	
Estructura metálica	3 511 514	26 871	0	
Hormigón	153 220 725	1 290 364	0	
Activación metálica	0	157 200	137 700	18 300
Activación hormigón	0	96 600	64 400	
TOTAL	162 571 236	3 309 371	1 811 387	18 300

Se ha aumentado significativamente el volumen de material limpio tras el periodo de latencia. Se trata principalmente de residuos de baja actividad de sistemas estructurales de hormigón.

Se puede observar también que los residuos de alta actividad no han disminuido su peso en residuo, ya que tienen un periodo de semidesintegración mucho más alto que los de media o baja actividad.

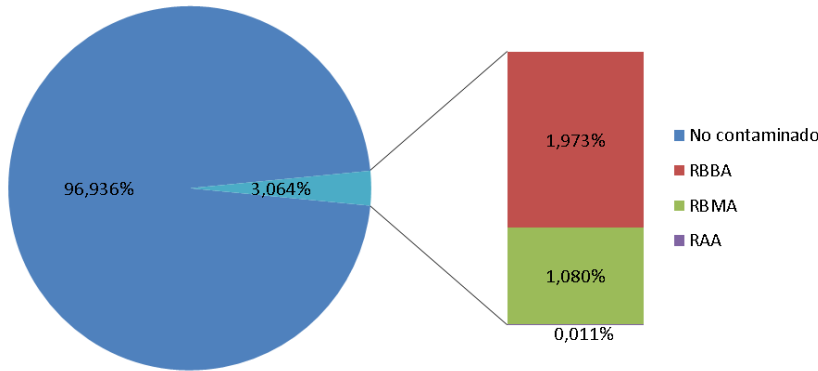


Ilustración 10-3 Relación de masa de residuos resultante del Desmantelamiento Diferido

Visualmente es más representativa la Ilustración 10-3, en la que se puede observar la proporción en masa de los distintos tipos de material contaminado.

Se ha aumentado la proporción de material limpio en un 15,55% respecto del desmantelamiento directo, mientras que la cantidad de

residuos de baja actividad se han reducido un 15,397%. Los residuos de media actividad han sufrido un decaimiento de un 0,79% respecto al desmantelamiento directo.

10.3 Presupuesto¹⁹

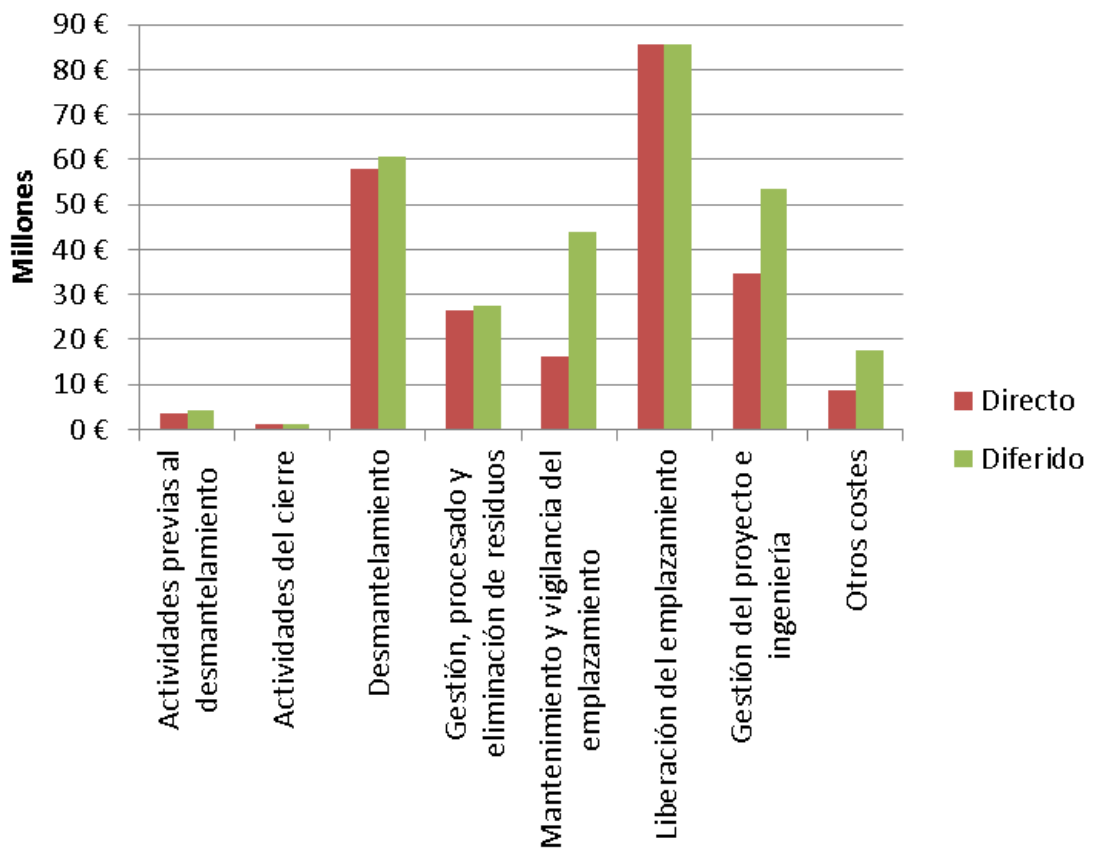
De cara a facilitar las comparaciones, se estipulará el presupuesto conjuntamente.

Éste se ha calculado tanto de datos obtenidos de proyectos de otras centrales de características similares, como de las Guías de Tarifas Tragsa.

- El coste total en la alternativa del desmantelamiento directo es de 203,9 Millones de euros, y aplicando el margen de contingencias de Enresa, tenemos un total de 234,5 M€
- Los gastos derivados del desmantelamiento diferido ascienden a un total de 255 Millones de euros, que aplicando la contingencia se ve ampliado hasta 293.25

El desglose de los presupuestos del Desmantelamiento Nivel 2 (Diferido) y el Desmantelamiento Nivel 3 (Directo), se observan gráficamente en la Tabla 10-3.

Tabla 10-5 Presupuesto comparativo entre Desmantelamiento Directo y Desmantelamiento Diferido



El cálculo del presupuesto se ha dividido en las fases del proyecto:

- Las Actividades previas al desmantelamiento engloban el proceso burocrático de tramitación de permisos.
- Las Actividades de cierre recogen el total de las actividades de acondicionamiento de la central para su cese de actividad

- El Desmantelamiento abarca todos los procesos de limpieza, descontaminación y demolición de estructuras, contaminadas y convencionales.
- El Mantenimiento y vigilancia del emplazamiento resulta del total económico invertido en garantizar la seguridad de la central, de los empleados de la misma y del medio ambiente.
- La Liberación del emplazamiento es la suma de gastos necesarios para dejar el terreno en las condiciones previas a la construcción de la central.
- La Gestión de proyectos engloba el coste de la realización de documentos empleados en el desmantelamiento, como son la Caracterización Radiológica y el plan de desmantelamiento.
- En Otros gastos se recoge el total de gastos indirectos fruto del desmantelamiento de la central.

Como era de esperar el desfase entre el Desmantelamiento Directo y el Diferido de mayor importancia, se da en el Mantenimiento de la central y en los proyectos de ingeniería. Estos dos factores suponen un gasto extra de 46,075 Millones de euros, un 15,9% del total del proyecto.

La explicación a éste hecho se encuentra en los 25 años de latencia, con un mantenimiento, tanto de la instalación como del personal, y por otra parte, por las medidas tomadas para aplicar el Criterio ALARA introduciendo medidas y barreras radiológicas para minimizar la tasa de dosis mediante el desmantelamiento.

Económicamente queda patente que se optará por la alternativa del desmantelamiento directo de la central nuclear de Santa María de Garoña.

A nivel de residuos, el desmantelamiento diferido supone un ahorro muy importante en gastos de gestión, aunque la comparativa a nivel global inclina la balanza definitivamente hacia el desmantelamiento directo.

11 Conclusiones

Pese a ser un proceso relativamente moderno, el desmantelamiento de instalaciones nucleares ha sufrido una evolución bastante importante en las técnicas de limpieza. Éstas se han especializado en función de los materiales y los niveles de contaminación radiológica.

De cara a la elección de un tipo de desmantelamiento, existe un gran número de criterios, pero hay cuatro que son decisivos:

- En primer lugar, se ha de garantizar la Seguridad, Minimización de Dosis (Criterio ALARA) y la Protección Ambiental, aún a riesgo de aumentar los costes y el tiempo.
- Dado que el responsable del desmantelamiento (Enresa) es un ente público que ha recibido una cuota de cara al desmantelamiento, tiene que ajustar y optimizar el presupuesto asignado para esta tarea, con lo que prima el Criterio Económico, restando importancia el Temporal por ejemplo.
- En tercer lugar, está el Criterio Sociopolítico, que en última instancia es el que decide si se realiza el desmantelamiento. En el caso concreto de España, puede ocurrir que a pesar de que económicamente rente desmantelar la central de manera diferida, la opinión pública y la controversia respecto a este tema obliguen a reducir el tiempo de desmantelamiento lo máximo posible, con lo que se elegiría el desmantelamiento directo, como es en el caso concreto de Garoña.

Salvo en el caso de las instalaciones nucleares americanas, es muy complicado acceder a información técnica acerca del desmantelamiento, a niveles técnico, económico, y temporal.

La mayor parte de los residuos extraídos del desmantelamiento de una instalación nuclear de este tipo están libres de contaminación, y el material activado representa alrededor de un 0,1% del volumen total de residuo.

El proceso de descontaminación y desmantelamiento de una central nuclear supone la eliminación de más del 99% de la radiación total del enclave, y en el caso de las centrales BWR este periodo abarca 10 años en el caso del desmantelamiento directo y alrededor de 30 años en el desmantelamiento diferido.

El desmantelamiento diferido es interesante no solo en cuanto al factor económico. Su utilización atiende a criterios de seguridad, protección radiológica y cuestiones sociopolíticas.

A nivel económico, la elección del desmantelamiento diferido tiene sentido en el caso de países como EEUU, en el que es el propio Operador el que lleva a cabo el mismo, y dentro de la política estratégica se contempla esta opción, considerando cuestiones como la fluctuación del valor del capital.

Existe una serie de desfases en cuanto a los presupuestos calculados y los reales. Por este hecho, Enresa calcula un margen del 15% del total del coste total del proyecto para solventar estas contingencias. La mejora técnica de los procesos debido a la experiencia operativa ha reducido los costes del proceso de desmantelamiento.

12 Anexos

12.1 Anexo I- Sistemas de la Central Nuclear de Santa María de Garoña

12.1.1 Sistema del refrigerante del reactor y sistemas conectados al mismo

El sistema de refrigeración del reactor incluye aquellos sistemas y componentes que contienen o transportan fluidos que provienen del núcleo del reactor, o se dirigen a él.

Comprende

- Vasija del reactor
- Dos circuitos del sistema de recirculación con sus bombas, tuberías y válvulas
- Tuberías de vapor principal
- Tuberías de agua de alimentación hasta e inclusive las válvulas de aislamiento, las válvulas de alivio, de alivio/seguridad y de seguridad, y las tuberías de los sistemas auxiliares del reactor.

El sistema de recirculación del reactor proporciona el caudal de refrigerante a través del núcleo. El ajuste del caudal de refrigerante del núcleo varía la potencia del reactor suministrando por tanto un medio de seguir la demanda de carga de la Central, sin utilizar las barras de control. El sistema de recirculación se diseña para suministrar una disminución lenta de caudal, de manera que no puedan excederse los límites térmicos del combustible como resultado del mal funcionamiento del sistema.

Para proteger contra sobrepresiones, al sistema de refrigeración del reactor, se disponen válvulas de alivio, de alivio/seguridad y de seguridad. Las válvulas de alivio actúan también para reducir automáticamente la presión del sistema de refrigeración del reactor en caso de un accidente de pérdida de refrigerante en el caso de que el sistema de inyección de refrigerante a alta presión no pudiese mantener el nivel del agua en la vasija del reactor. La descompresión del sistema de refrigeración del reactor permite a los sistemas de inyección de refrigerante a baja presión, suministrar suficiente agua de refrigeración para enfriar adecuadamente el combustible.

12.1.1.1 Vasija del Reactor

La vasija del reactor, junto con sus componentes estructurales internos, constituyen el conjunto de ebullición nuclear que forma parte esencial del ciclo agua-vapor de la central, debido a que contiene y soporta al núcleo del reactor y es donde se realiza la conversión de energía nuclear en térmica.

Las funciones de la vasija del reactor son:

- Contener el núcleo del reactor.
- Contener el refrigerante-moderador.
- Contener los componentes estructurales internos necesarios para obtener vapor de una forma controlada y enviarlo a la turbina.
- Servir como barrera de alta integridad contra las fugas de sustancias radiactivas al pozo seco.

- Presión de diseño de 87,9 kg/ cm², y presión nominal de operación de 70,5 kg/ cm².
- La temperatura de diseño es la de saturación correspondiente a la presión de diseño.

La vasija del reactor es un recipiente de presión cilíndrico, con una tapa semiesférica soldada en la parte inferior. La parte superior del cuerpo cilíndrico tiene una brida de unión con la tapa también semiesférica, con brida, unida mediante pernos a la brida del cuerpo, para cerrar la vasija.

La tapa superior es desmontable para permitir el acceso a la vasija durante su mantenimiento y cambio de combustible.

El metal base para la construcción de la vasija es acero al carbono con bajo contenido en manganeso y molibdeno. Dispone de un revestimiento interior de acero inoxidable austenítico depositado por soldadura, cuya finalidad es minimizar la corrosión.

En la Tabla 12-1 se muestran algunas de las características de este tipo de reactor.

Tabla 12-1 Características de la vasija BWR 3

Características de la vasija del reactor	
Tipo	BWR-3
Dimensiones	
Altura interior	18,847 m
Diámetro interior	4,775 m
Espesor de pared	12,4 cm (mínimo)
Pesos	
Vasija	294.000 kg
Tapa	52.000 kg
Faldón soporte	4.000 kg
Parámetros de diseño	
Presión	87,9 kg/cm ²
Temperatura	302°C
Velocidad máxima de calentamiento-enfriamiento	55,6°C/h
Materiales	
Base	Acero al carbono con bajo contenido en Mn y Mo
Revestimiento	Acero inoxidable austenítico
Espesor de revestimiento	3,2 mm mínimo
CÓDIGO DE PROYECTO	Código ASME III Clase I

Dentro de la vasija se encuentra el núcleo y los componentes estructurales internos de la vasija, los cuales se pueden dividir en dos grupos, teniendo en cuenta si la función desempeñada es, o no, puramente estructural, éstos son

12.1.1.2 Estructuras de soporte del núcleo:

- Envoltura del núcleo
- Placa separadora (o soporte de la envoltura)
- Placa soporte del núcleo
- Piezas soporte del combustible
- Tubos guía de las barras de control

12.1.1.3 Componentes internos:

- Bombas de chorro
- Conjunto tapa de la envoltura del núcleo
- Separadores de vapor
- Secadores de vapor
- Rociador del agua de alimentación
- Rociadores del sistema de rociado del núcleo (Core Spray, CS)
- Rociador del sistema de control de reserva por líquido.
- Drenaje del fondo de la vasija
- Portaprobetas de las muestras de inspección
- Alojamiento y tubos guía de la instrumentación nuclear
- Alojamiento para los mecanismos de accionamiento de las barras de control

Los alojamientos de los mecanismos de las barras de control y los manguitos de la instrumentación del núcleo están soldados al fondo de la vasija del reactor.

La vasija del reactor se apoya en un faldón de acero por su parte inferior que está soldado a la misma. La base de este faldón está apoyada de un modo continuo en una viga circular anclada a un pedestal de hormigón que transmite la carga a través del pozo seco a la base de cimentación del edificio.

Por debajo de la brida de la vasija del reactor hay unos soportes estabilizadores conectados mediante acoplamiento flexibles a barras de tensión que trabajan contra el blindaje biológico.

Este está conectado a su vez a la pared del pozo seco. El conjunto limita las vibraciones horizontales y resiste las fuerzas sísmicas y de reacción. El diseño de esta barra permite la expansión radial y axial.

Los componentes estructurales de la vasija están fabricados, principalmente, de acero inoxidable austenítico sometido a recocido de disolución, y se describen a continuación:

12.1.1.4 Soporte de la envoltura del núcleo

El soporte de la envoltura es una chapa circular de acero inoxidable, soldada, en fábrica, a la pared de la vasija y soportada, desde el fondo de la vasija por 12 barras verticales soldadas al fondo de la vasija.

Sus funciones son:

- Soportar la envoltura del núcleo
- Soportar y situar las bombas de chorro

Suministrar una separación anular entre la zona de caudal ascendente a través del núcleo y la zona de aspiración del sistema de recirculación.

Bombas de chorro

Hay veinte bombas de chorro, de acero inoxidable dispuestas en grupos simétricos de dos, alrededor de la envoltura del núcleo en la zona anular.

Sus funciones son:

- Producir una circulación forzada del refrigerante-moderador a través del núcleo para obtener una potencia del reactor mayor que la disponible con circulación natural.
- Asegurar la inundabilidad del núcleo, al menos 2/3 del mismo, en el caso improbable de un accidente con pérdida de refrigerante, LOCA.

12.1.1.5 Envoltura del núcleo

La envoltura del núcleo es un elemento cilíndrico de acero inoxidable de 5 cm de espesor, que fue instalada tras la terminación del montaje de las bombas de chorro, que está soldada al anillo inferior soporte de la envoltura y cuya altura supera la del núcleo.

Sus funciones son:

- Separar la zona anular de la zona del núcleo.
- Sostener lateralmente la placa soporte del núcleo y la placa guía superior del núcleo (rejilla superior) y, los elementos combustibles periféricos.
- Crear un volumen inundable que permita refrigerar adecuadamente el núcleo en condiciones de emergencia.

12.1.1.6 Tirantes de la envoltura del núcleo

Con objeto de garantizar la integridad estructural del "SHROUD", así como para asegurar que cumple con sus funciones de seguridad, la solución adoptada para su reparación pasa por aplicarle una carga vertical de compresión a través de cuatro tirantes situados en el anillo entre el "SHROUD" y la vasija. Los tirantes soportan las cargas aplicadas al "SHROUD" y la compresión que le aplican garantizan su funcionalidad.

De esta manera no sólo se cubre la posible rotura de la soldadura situada frente a la cota del núcleo, sino también la rotura simultánea de todas y cada una de las soldaduras circunferenciales del "SHROUD".

La solución adoptada es el montaje de cuatro tirantes equidistantes en el anillo entre el "SHROUD" y la vasija. Dichos tirantes van anclados a la parte superior del "SHROUD" y a la

placa soporte de las bombas de chorro, y están pretensados para evitar cualquier hipotética separación entre secciones del "SHROUD" y la consiguiente pérdida de refrigerante. Cada tirante lleva también en su parte inferior (cota de la placa soporte del núcleo) un muelle estabilizador.

Asimismo, entre el muelle estabilizador inferior y el anclaje de cada tirante con la parte superior del "SHROUD" hay un soporte intermedio cuya función es eliminar problemas de vibraciones inducidas por el flujo de refrigerante.

12.1.1.7 Rociadores de riego del núcleo

Los rociadores constan de colectores, toberas y tuberías de suministro de agua. Los colectores están montados permanentemente en la parte superior de la envoltura, formando dos anillos situados a distinta elevación.

Su función es la de formar una cortina de agua que cubra la totalidad de la parte superior del núcleo en el caso improbable de que ocurra un accidente con pérdida de refrigerante, LOCA.

12.1.1.8 Placa soporte del núcleo

La placa del núcleo consta de una placa superior, delgada, de acero inoxidable, por debajo de la cual se encuentra una estructura de piezas de refuerzo.

Sus funciones son:

- Suministrar el soporte lateral y vertical a las piezas soporte de elementos combustible periféricos.
- Suministrar el soporte lateral para los tubos guía de las barras de control, las piezas soporte de elementos combustibles no periféricos y de las fuentes neutrónicas, así como de los tubos guía de la instrumentación nuclear.
- Actuar como distribuidor para dirigir la mayor parte del refrigerante-moderador a través del interior de los elementos combustibles.

12.1.1.9 Placa guía superior del núcleo

Consiste en una placa circular, de acero inoxidable, con estructura reticulada asentada en el borde de la parte superior de la envoltura del núcleo y atornillada a la misma.

Sus funciones son:

- Servir de soporte lateral de todos los elementos combustibles.
- Proporcionar el anclaje de la instrumentación nuclear y de las fuentes neutrónicas.

12.1.1.10 Alojamiento y tubos guía de la instrumentación nuclear

Los alojamientos y los tubos guía son tuberías de acero inoxidable de 5,08 cm de diámetro exterior que llegan a la central como unidades separadas.

Sus funciones son:

- Ser una extensión de la vasija del reactor para el montaje de la instrumentación nuclear (SRM's, IRM's y LPRM's).
- Permitir una conveniente conexión de los cables eléctricos y accionadores mecánicos asociados a la instrumentación del núcleo.

- Impedir el choque de agua de las bombas de chorro contra los elementos de la instrumentación nuclear situados en el plenum inferior. Por tanto, se elimina el posible daño, por vibración, de estos elementos.

12.1.1.11 Alojamiento de los accionadores de las barras de control

Son 97 cilindros de acero inoxidable, de 444 cm de longitud y 12,3 cm de diámetro interior, embridados en su parte inferior. La brida del fondo permite atornillar el alojamiento con el mecanismo de accionamiento de barras de control. A través de ella se realiza la conexión con las tuberías del sistema hidráulico de los mecanismos de accionamiento de barras de control.

Sus funciones son:

- Proporcionar soporte vertical y lateral a los mecanismos de accionamiento de barras de control, CRD.
- Transmitir el peso del combustible, pieza soporte del combustible y tubo guía de la barra de control al fondo de la vasija, para su apoyo vertical.

12.1.1.12 Tubos guía de las barras de control

Son 97 cilindros de acero inoxidable, de 396 cm de largo y 28 cm de diámetro exterior. En la parte superior llevan cuatro orificios, de 7,6 cm de diámetro para que pase a los elementos combustibles el caudal del núcleo. La superficie inferior está mecanizada para que se ajuste con los alojamientos del CRD.

Sus funciones son:

- Proporcionar el alineamiento de las barras de control desde la parte alta del alojamiento del CRD hasta la pieza soporte del combustible.
- Transmitir el peso de los elementos combustibles no periféricos y de sus piezas soporte al fondo de la vasija a través de los alojamientos de los mecanismos de accionamiento de barras de control, CRD.

12.1.1.13 Piezas soporte de los elementos combustibles

Son de 2 tipos:

12.1.1.13.1 Soportes de combustible perforados con cuatro lóbulos

Es una pieza de acero inoxidable, con cuatro lóbulos, que soporta a cuatro elementos combustibles, dispone de orificios, vías de caudal de refrigerante para cada elemento y ranuras en los ejes de simetría para facilitar el paso de la barra de control correspondiente.

Sus funciones son:

- Proporcionar soporte lateral a la parte inferior de los elementos combustibles no periféricos.
- Transmitir el peso del combustible al fondo de la vasija a través de los tubos guía de las barras de control.
- Controlar por medio de orificios calibrados el caudal de refrigerante que va a pasar a través de cada elemento combustible.

12.1.1.13.2 Soporte del combustible periférico

El cuerpo de la pieza soporte está fijado permanentemente a la placa soporte del núcleo.

Cada soporte periférico contiene orificios para el caudal de refrigerante. Estos orificios pueden ser modificados para asegurar un caudal de refrigerante adecuado al elemento de combustible, con una herramienta especial, desde la brida de la vasija.

Sus funciones son:

- Proporcionar soporte lateral y vertical a los 12 elementos combustibles periféricos.
- Controlar por medio de un orificio calibrado el caudal de refrigerante que va a pasar a través de los elementos combustibles periféricos.

12.1.1.14 Rociadores de agua de alimentación

Los rociadores de agua de alimentación son cuatro distribuidores de acero inoxidable, situados por encima de la envoltura del núcleo, distantes 90° alrededor de la vasija y sujetos por abrazaderas a la pared del reactor.

Su función es distribuir uniformemente el agua de alimentación en la zona anular de la vasija de modo que:

- El agua fría no incida sobre las paredes de la vasija del reactor.
- El agua que atraviesa el núcleo esté homogeneizada y tenga una temperatura uniforme.

12.1.1.15 Tubería del sistema de control de reserva por veneno líquido y de medida de presión diferencial en el núcleo

La penetración aloja dos tuberías, una exterior y otra interior, instaladas permanentemente.

La tubería interior está conectada al sistema de control de reserva por veneno líquido y mide la presión existente por debajo de la placa soporte del núcleo, mientras que la tubería exterior mide la presión por encima de la placa soporte del núcleo.

Sus funciones son:

- Posibilitar la inyección y la dispersión de la solución de pentaborato sódico.
- Posibilitar la medida de las presiones por encima y por debajo de la placa del núcleo y, de ahí, la presión diferencial del núcleo.
- Posibilitar la medida de la presión en el plenum inferior de la vasija para su utilización en la medida del caudal de las bombas de chorro.
- Dar señal a la instrumentación de detección de roturas en las tuberías del sistema de riego del núcleo.
- Se usa también como toma de la columna variable de la instrumentación de nivel de banda ancha (ROSEMOUNT -450, +150).
- Dar señal al control de presión del sistema hidráulico de accionamiento de barras de control.
- También se toma la muestra de líquido del Rx para el PASS.

12.1.1.16 Drenaje del fondo de la vasija

El drenaje consta de una tobera de 5,08 cm de diámetro situada en el punto más bajo del fondo de la vasija.

Sus funciones son:

Permitir el drenaje de la vasija durante la limpieza posterior a la construcción de la misma.

- Eliminar las materias extrañas del fondo de la vasija.
- Evitar la estratificación de agua fría en el fondo de la vasija.
- Permitir la medida de temperatura del fondo de la vasija.

12.1.1.17 Conjunto tapa de la envoltura del núcleo

Su función es la de servir de cierre de la envoltura del núcleo, para que la mezcla agua-vapor esté forzada a atravesar los separadores de vapor.

12.1.1.18 Separadores de vapor

El conjunto de separadores de vapor está formado por 109 separadores, cada uno de los cuales está soldado permanentemente a una tubería vertical que conduce la mezcla agua vapor hasta los mismos.

Su función es la de aumentar la calidad del vapor, de un 10% - 13% a la salida del núcleo hasta al menos el 90% a la salida del conjunto.

12.1.1.19 Secadores de vapor

El conjunto del secador de vapor es un conjunto de una pieza sin partes móviles, excepto los mecanismos de sujeción, que consta en su parte superior de secadores de vapor, de tipo laberíntico, con bandejas colectoras y tuberías de drenaje por las que fluye la humedad hacia el lado exterior del faldón del secador. Tiene los lados abiertos para permitir circular el vapor hacia las tuberías de vapor principal.

Sus funciones son:

- Aumentar la calidad del vapor que sale de los separadores hasta un 99,9%.
- Constituir un sello entre la zona del vapor húmedo (vapor que sale de los separadores) y la del vapor seco, que va a la turbina.

12.1.1.20 Portaprobetas de las muestras de inspección

En la vasija del reactor están colocadas muestras suficientes para permitir la medida de los cambios en las propiedades mecánicas de la vasija.

- Su función es albergar trozos de material, de las mismas características que los utilizados en la fabricación de la vasija, para su posterior examen durante la vida de la misma, con el fin de supervisar y evaluar los cambios inducidos por la radiación en el material de la vasija (fluencia).

12.1.2 Sistemas conectados al sistema de refrigerante del reactor

12.1.2.1 Sistema de vapor principal

La vasija del reactor posee 2 penetraciones donde se conectan las tuberías de vapor principal.

Este sistema protege también a la vasija del reactor de sobrepresiones.

12.1.2.2 Sistema de condensado y agua de alimentación

La vasija posee penetraciones donde se conectan las tuberías de agua de alimentación para reponer el vapor enviado a la turbina.

12.1.2.3 Sistema de recirculación

La vasija tiene 2 penetraciones para la aspiración de las bombas de chorro y otras 10 para la descarga de este sistema.

Además posee otras 2 penetraciones para la instrumentación de las bombas de chorro, las cuales forman parte de los componentes internos de la vasija.

El sistema de recirculación provoca la circulación forzada del refrigerante a través del núcleo para conseguir mayor potencia que la que se podría obtener mediante la circulación natural.

12.1.2.4 Sistema de riego del núcleo

La vasija posee 2 penetraciones conectadas a las tuberías de este sistema para permitir el rociado del núcleo en el caso, improbable, de que se produzca un accidente con pérdida de refrigerante, LOCA.

12.1.2.5 Sistema de despresurización automática, ADS

El sistema de despresurización automática es uno de los sistemas de emergencia de refrigeración del núcleo; actúa a través de las válvulas de alivio, situadas en las tuberías de vapor principal, para despresurizar el reactor en ciertas condiciones de emergencia.

12.1.2.6 Sistema de inyección de refrigerante a alta presión, HPCI

El HPCI suministra agua a la vasija del reactor para refrigerar el núcleo en situación de emergencia.

La Turbobomba del sistema se mueve utilizando vapor principal, e introduce agua en el reactor a través de las tuberías de agua de alimentación.

12.1.2.7 Sistema de inyección de refrigerante a baja presión, LPCI

Este sistema permite inundar el reactor a través de las tuberías de descarga de recirculación, para refrigerar el núcleo en el caso improbable de que se produzca un accidente con pérdida de refrigerante, LOCA.

12.1.2.8 Sistema de refrigeración en parada

Este sistema extrae el calor residual del combustible en las paradas normales de la planta, tomando agua de la succión del lazo B de recirculación, y devolviéndolo a través de la descarga del lazo A de recirculación.

Este sistema puede ser utilizado también para calentar el agua del reactor en los arranques.

12.1.2.9 Sistema del condensador de aislamiento

La vasija del reactor posee 1 penetración que conecta ésta con el condensador de aislamiento, para conducir el vapor fuera de la vasija cuando se ha producido el aislamiento de las tuberías de vapor principal.

12.1.2.10 Sistema de control de reserva por veneno líquido

La vasija tiene una penetración a través de la cual se posibilita un camino de inyección de una solución absorbente de neutrones (pentaborato sódico) en el reactor para hacerle subcrítico en el caso de que se produzca un fallo del sistema de accionamiento de las barras de control y/o del sistema de protección del reactor.

12.1.2.11 Sistema de purificación del agua del reactor

Este sistema mantiene la pureza del refrigerante del reactor y permite drenar, durante el arranque, agua de la vasija para mantener su nivel.

Toma agua de la succión del lazo B de recirculación y del drenaje del fondo de la vasija y lo descarga en las líneas de agua de alimentación.

12.1.2.12 Mecanismos de accionamiento de las barras de control, CRD

La vasija tiene 97 penetraciones para situar los alojamientos de los mecanismos de accionamiento de las barras de control.

12.1.2.13 Sistema hidráulico de accionamiento de las barras de control

Suministra agua de refrigeración a los accionadores con un caudal aproximado de 1,5 l/s.

Además el agua fría empleada para el rociado de la zona de la tapa de la vasija procede del tanque de almacenamiento de condensado o del sistema de condensado vía sistema hidráulico de accionamiento de barras de control.

Por último, la vasija posee una penetración a través de la cual se devuelve a la vasija del reactor el exceso de agua que no se utiliza para accionar o refrigerar los CRD (actualmente cerrada).

12.1.2.14 Instrumentación de la vasija

El caudal, la temperatura, el nivel y la presión se miden a través de:

- Tobera central de la tapa de la vasija.
- Cuatro toberas de instrumentación.
- Tuberías de inyección del veneno líquido y de medida de la presión diferencial en el núcleo.
- Tuberías de medida de caudal en las bombas de chorro.
- Tubería de drenaje del fondo de la vasija y de medida de temperatura.
- Sistema de instrumentación nuclear

La vasija posee 34 penetraciones para alojamiento de los diferentes detectores neutrónicos, 4 SRM, 8 IRM y 22 LPRM, los cuales vigilan la potencia del reactor en todos sus modos de operación.

12.1.3 Sistemas de control de la reactividad

Los sistemas de control de la reactividad constan de barras de control, mecanismos de accionamiento de las barras de control, control suplementario de la reactividad para el núcleo inicial en forma de venenos quemables y sistema de control líquido de reserva.

El sistema de control de reactividad está diseñado de forma que en las condiciones de funcionamiento normal, haya siempre suficiente compensación de reactividad disponible para hacer el reactor adecuadamente subcrítico desde su condición más reactiva, y para que existan medios para la regulación continua de la reactividad en exceso del núcleo.

12.1.3.1 Sistema de accionamiento de las barras de control (CRD)

El sistema del mecanismo de accionamiento de las barras de control, CRD, es el encargado de situarlas dentro del núcleo a una determinada altura para regular la potencia.

Los mecanismos están situados en una prolongación del fondo de la vasija, que es el propio tubo del alojamiento del accionador

Para los movimientos, tanto de inserción como de extracción de las barras, se utiliza agua de condensado a la salida del CONDEMIN o desde el propio tanque de condensado impulsada por las bombas del sistema hidráulico de los accionamientos de las barras de control, CRDH.

El sistema actúa en cualquier modo de operación, tanto en operación normal como en las paradas de emergencia.

El sistema regula los cambios de reactividad al variar la situación de las barras de control dentro del núcleo. También es necesario para detener rápidamente la reacción nuclear en una situación de emergencia, insertando rápidamente en respuesta a una señal manual o automática las barras de control extraídas.

El mecanismo de accionamiento de las barras puede:

Regular la potencia del reactor, mediante el posicionamiento de las barras en el núcleo.

Obtener una mejor distribución axial y radial del flujo neutrónico, para alcanzar la utilización óptima del combustible y un mejor aprovechamiento del núcleo.

Introducir un exceso de reactividad negativa y parar el reactor, en cualquier condición de operación normal, o de accidente incluso en el momento de mayor reactividad del núcleo.

El mecanismo de accionamiento de las barras de control (accionador) usado para posicionar la barra de control en el núcleo del reactor es un cilindro hidráulico de doble accionamiento con enganche mecánico que utiliza agua del reactor como fluido de actuación.

Cada accionador es una unidad completamente contenida en un tubo carcasa que se alarga por debajo de la vasija del reactor. La parte inferior de cada carcasa termina en una brida que engarza con la brida del accionador. Para permitir la extracción del accionador sin interferir con las conexiones hidráulicas externas, las tuberías están soldadas a la

parte superior de la brida y continúan a través de la cara inferior de dicha brida, donde se cierran con un sello frontal estático. Estos sellos, juntamente con el cierre estático del reactor, están comprimidos por los ocho pernos de montaje para unir el accionador a la brida del manguito

La barra de control está unida al mecanismo mediante un acoplamiento extensible, situado en la parte superior del CRD. El peso de la barra, basta para enganchar y fijar este acoplamiento.

El mecanismo de accionamiento fija su barra de control en diferentes posiciones hasta que el sistema hidráulico lo desplaza a una nueva posición. Sólo se puede conseguir la extracción más allá del límite de su recorrido si la barra está desacoplada del mecanismo de accionamiento.

La extracción de cada una de las 97 barras de control está limitada por su asiento dentro de su tubo guía.

Las barras de control están constituidas por cuatro placas sólidas de acero inoxidable de 8 mm de espesor, soldadas intermitentemente en forma de cruz, de manera que la parte central de la barra no es continua, sino que a lo largo de la misma se sitúan espacios ocupados por el refrigerante, espacios cuyas dimensiones se ajustan de modo que el peso de barra sea equivalente al correspondiente a la barra de G.E.

Cada placa está perforada horizontalmente por un total de 454 agujeros de 87 mm de longitud, 6 mm de diámetro y 8 mm de separación entre centros.

De estos agujeros, los 19 situados en la parte superior de la barra alojan varillas de hafnio, mientras que los demás agujeros se llenan con polvo de carburo de boro. Los agujeros se cierran mediante una lámina de acero soldada al borde de la placa; una hendidura practicada a lo largo de esta lámina sirve para poner en comunicación los agujeros de la placa, equilibrando así las presiones resultantes de los gases liberados por captura neutrónica

12.1.3.2 Sistema de control del líquido de reserva (SBCL)

El sistema de control líquido de reserva, SBLC, se diseña para llevar al reactor desde plena potencia hasta la condición de subcrítico y frío, en cualquier momento de la vida del núcleo, en el caso de imposibilidad de insertar barras de control, mediante la inyección de un absorbente neutrónico.

El SBLC está constituido por un circuito que aspira desde el tanque de almacenamiento y a través de dos válvulas explosivas inyecta el contenido del tanque en el reactor a través del rociador de inyección.

Dispone además de un tanque de pruebas y otro de medida para comprobación del caudal de la bomba en funcionamiento.

La aspiración del sistema se realiza desde el tanque de almacenamiento de la solución de pentaborato sódico.

En este tanque se dispone de un calentador, para calentar el agua durante el mezclado inicial de la solución y para, posteriormente, mantener la solución a una temperatura determinada.

Para inyectar la solución en la vasija del reactor se dispone de dos bombas con un caudal nominal cada una de 116 l/minuto, dispuestas en paralelo formando dos lazos separados

y redundantes. Se dispone también una tubería desde el sistema de agua desmineralizada en la aspiración de las bombas para realizar la prueba funcional del sistema.

La inyección de la solución de pentaborato se realiza a través del rociador de inyección, que está diseñado como dos tubos concéntricos, de forma que el tubo interior se utiliza para la inyección de boro y el exterior está perforado en su extremo final para medida de la presión diferencial por encima de la placa soporte interior. El rociador se sitúa cerca del borde del núcleo, debajo de la placa soporte inferior del núcleo.

Del tanque de pruebas está dotado de un serpentín de refrigeración recorrido por agua del RBCCW. De esta forma se evita el progresivo calentamiento del agua contenida en el tanque que puede provocar daños en las bombas. Su capacidad es de 400 l y de él aspiran las bombas durante la ejecución de la prueba del sistema.

Los drenajes son recogidos en bidones, de 208 l, situados en una cota inferior a la de los componentes del sistema.

Todo el tramo de tubería, desde la salida del depósito hasta la entrada de las bombas, así como desde el tanque de prueba hasta la aspiración de las bombas están traceados y aislados térmicamente para evitar la solidificación de la solución en su interior ya que la temperatura ambiental es inferior a la temperatura que mantiene la solución en estado líquido.

12.1.4 Salvaguardias tecnológicas

12.1.4.1 Sistemas de contención

La contención es el conjunto de estructuras, sistemas, mecanismos y dispositivos que impiden en un reactor nuclear el escape incontrolado de radiaciones o productos radiactivos, tanto en explotación normal como en caso de accidente.

La función de los sistemas de contención es la de contener dentro de un volumen controlado los productos radiactivos liberados en caso de un accidente base de diseño con pérdida de refrigerante (DBA-LOCA) para evitar que se excedan los límites de exposición a la radiación especificados en el 10CFR100.

Para ello el diseño de la central impone una serie de barreras al escape de los productos de fisión:

12.1.4.2 Pastilla de combustible

El dióxido de uranio UO₂ es un material cerámico sinterizado en cuya estructura quedan retenidos la mayoría de los productos de fisión, especialmente los menos volátiles.

12.1.4.3 Vainas del elemento combustible

Los productos de fisión que salen de la pastilla de combustible, especialmente los más volátiles, son retenidos en el huelgo pastilla-vaina de modo que no salen al exterior de la vaina, salvo fallo de esta.

12.1.4.4 Moderador-refrigerante

En caso de que los productos de fisión salgan de la vaina, son retenidas inicialmente en el seno del refrigerante del reactor.

12.1.4.5 Vasija del reactor y componentes del sistema primario

Los productos radiactivos que escapan de las varillas de combustible se mantienen en un circuito cerrado (barrera de presión) que es el circuito primario y se alivia por medio del off-gas y el CUD.

12.1.4.6 Contención primaria

Si falla el circuito primario, tendremos una pérdida de refrigerante con liberación de productos radiactivos.

Estos quedarán retenidos en la contención primaria, que dispone de un sistema de supresión de presión que absorbe y almacena el calor sensible y latente del refrigerante que sale del sistema primario reteniendo productos radiactivos y condensando el vapor de modo que no aumente la presión en el recinto.

El sistema está formado por un

12.1.4.7 Pozo seco

El pozo seco (véase Ilustración 12-1) es una vasija de acero con una porción inferior esférica y una superior cilíndrica cuyo volumen es el mínimo necesario para alojar a la vasija del reactor y equipo auxiliar y para permitir las tareas de mantenimiento e inspección necesarias. Esta vasija es de presión y está encerrada en hormigón armado que proporciona un blindaje y resistencia adicional a la deformación y el pandeo donde el pozo seco se apoya en el hormigón.

Por su parte superior tiene una tapa extraíble que está blindada mediante losas de hormigón armado de modo que minimizan la dosis en la planta de recarga por irradiación y a su vez las losas cierran la cavidad del reactor.

12.1.4.8 Cámara de supresión de presión (pozo húmedo)

La cámara de supresión de presión (Piscina de supresión, en la Ilustración 12-1) es una vasija a presión de acero, en forma de toro, colocada debajo y rodeando al pozo seco. La cámara de supresión está apoyada en soportes que transmiten las cargas vertical y sísmica a la placa de fundación de hormigón armado del edificio del reactor.

Hay espacio en el exterior de la cámara para inspección y mantenimiento.

La función de la cámara de supresión es proporcionar un sumidero de calor durante la condensación de vapor y la actuación de las válvulas de alivio/seguridad.

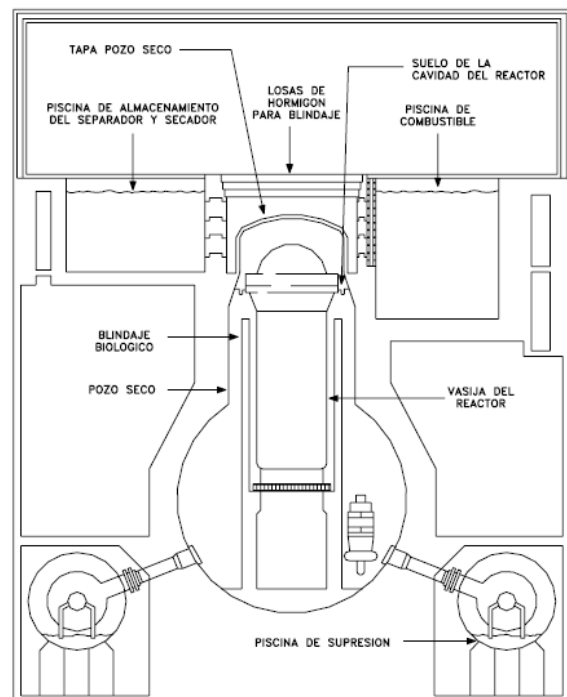


Ilustración 12-1 Esquema del edificio del reactor, donde se muestra el Pozo Seco y el Pozo Húmedo

12.1.4.9 Sistema de tuberías de venteo entre el pozo seco y la cámara de supresión

Hay 8 tuberías de venteo que conectan el pozo seco y la cámara de supresión cuya función es la de conducir el vapor liberado en el pozo seco a la piscina supresora de presión para reducir la presión en la contención primaria, especialmente en caso de LOCA.

12.1.4.10 Contención secundaria

Finalmente tenemos la contención secundaria, que controla cualquier producto radiactivo que salga de la contención primaria y los libera de forma controlada a través de un punto de alivio elevado (chimenea) para minimizar la deposición a nivel del suelo de material radiactivo.

12.1.4.11 Sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo se ha diseñado para proteger al núcleo del reactor contra la fusión de las vainas del combustible a lo largo de todo el espectro de accidentes por roturas de tuberías, limitando así a una cantidad despreciable cualquier reacción metal-agua que resulte del accidente.

Las bombas de cada uno de los tres sistemas de agua que forman el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (HPCI, LPCI y CS) tienen una succión común desde un anillo colector que tiene cuatro tuberías de interconexión con la cámara de supresión, provistas de filtros colocados en ésta.

12.1.4.11.1 Sistema de inyección de agua a alta presión (HPCI)

El sistema de inyección de agua a alta presión (Ilustración 12-2) está diseñado para bombear agua a la vasija del reactor bajo aquellas condiciones de pérdida de refrigerante que no provoquen una rápida pérdida de presión de la vasija. La pérdida de refrigerante puede ser debida a la pérdida de agua de alimentación del reactor o a una rotura pequeña que no cause una pérdida rápida de presión.

El sistema consta de una turbina de vapor que acciona una bomba de alta presión de varios escalones y una bomba de refuerzo de un sólo escalón accionada por una reductora, válvulas, tuberías de alta presión, alimentación de agua e instrumentación.

La turbina se acciona mediante la extracción de vapor de la vasija. Puede tomar el agua de dos puntos:

- Tanque de almacenamiento de condensado
- Cámara de supresión

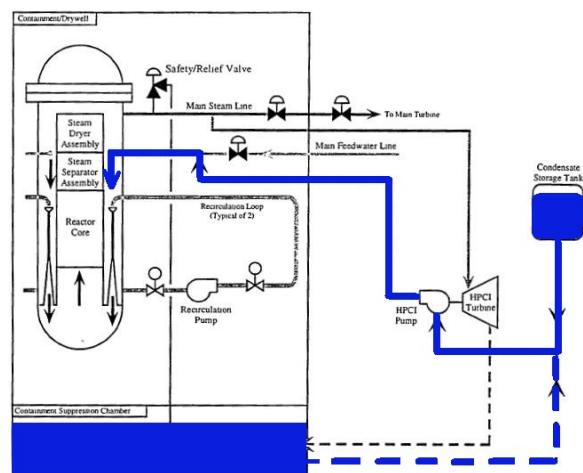


Ilustración 12-2 Esquema de funcionamiento del Sistema HPCI

Se mantienen aproximadamente 189270,5 litros de agua en reserva en el tanque de almacenamiento de condensado para alimentar al sistema de Inyección de agua a alta presión. El agua de cualquiera de las dos fuentes se bombea a la vasija del reactor a través de la línea B de agua de alimentación y el caudal se distribuye dentro de la vasija por medio del rociador de agua de alimentación para que se mezcle con el agua caliente de la vasija. El agua que sale de la vasija a través de la tubería rota regresa de nuevo por gravedad a la cámara de supresión.

El sistema de enfriamiento de la contención se requiere para enfriar el agua de la cámara de supresión después del funcionamiento inicial del sistema de inyección de agua a alta presión.

Conforme la presión decrece, las válvulas de control a la entrada de la turbina se abren para dejar pasar el caudal de vapor necesario para suministrar la energía necesaria a la bomba. El sistema se ha diseñado sobre la base de proporcionar refrigeración suficiente al núcleo para evitar la fusión de las vainas durante el tiempo en que la presión del reactor disminuye hasta que el sistema de rociado del núcleo y/o el sistema de inyección de agua a baja presión llegan a ser efectivos.

La alimentación de vapor a la turbina incluye un depósito de drenaje de humedad aguas arriba de aquella, permitiendo así un arranque rápido de la unidad sin calentamiento previo. La velocidad de la turbina se regula por medio de su sistema de control. El vapor de escape de la turbina se descarga a la cámara de supresión.

El funcionamiento del sistema de inyección de agua a alta presión es completamente independiente de la corriente alterna y exige únicamente corriente continua de las baterías de la Central para que operen los sistemas auxiliares de control y las válvulas del sistema.

12.1.4.11.2 Sistema de despresurización automática (ADS)

Para disminuir la presión de la vasija en caso de roturas de sección pequeña, la purga se realiza a través de la apertura automática de las válvulas de alivio que conduce el vapor a la cámara de supresión. El alivio de la presión de la vasija se puede realizar manualmente por el operador, o sin él, mediante la acción de los circuitos de despresurización automática.

El funcionamiento automático exige la existencia simultánea de las señales de muy bajo nivel en el agua del reactor y alta presión en el pozo seco. Cada uno de estos circuitos está conectado en una disposición lógica A y C o B y D, para proporcionar redundancia. Para una mayor fiabilidad cada par de circuitos se alimenta con energía procedente de barras separadas de corriente continua.

Además un enclavamiento de presión evita la actuación del sistema de despresurización automática hasta que la presión de descarga de cualquiera de las cuatro bombas del sistema de inyección de agua a baja presión o de las dos del sistema de rociado del núcleo excede 7 Kg/cm^2 .

Colocado en serie con la señal de despresurización automática del sistema, se dispone de un temporizador para dar tiempo a que el sistema de inyección de agua a alta presión pueda realizar su función apropiadamente. Si este sistema mantiene el caudal de refrigerante a la vasija (operación normal) el operador puede bloquear manualmente la señal de alivio automático.

El alivio de presión manual se realiza independientemente de los circuitos automáticos.

Las válvulas del sistema de despresurización automática se emplean también para evitar una presión excesiva en la vasija por medio de circuitos que proporcionan una señal directa al relé auxiliar para que abra las válvulas

Los canales de la instrumentación de muy bajo nivel que activan la lógica del sistema de despresurización automática son independientes del resto de las lógicas de actuación de sistemas de refrigeración de emergencia.

12.1.4.11.3 Sistema de inyección de agua a baja presión (LPCI)

Este sistema está preparado para funcionar en dos modos distintos de operación: inyectando a baja presión y/o enfriando la contención primaria.

En el modo de inyección de agua a baja presión (Ilustración 12-3) se evitan daños a las vainas del combustible.

En el modo de enfriamiento de la contención se extrae calor de la contención primaria para que ésta no supere sus límites de presión o temperatura.

Adicionalmente, se dispone de conexiones con el sistema de refrigeración de la piscina de combustible irradiado para ser utilizado, alternativamente en caso de terremoto, en la refrigeración del agua de dicha piscina.

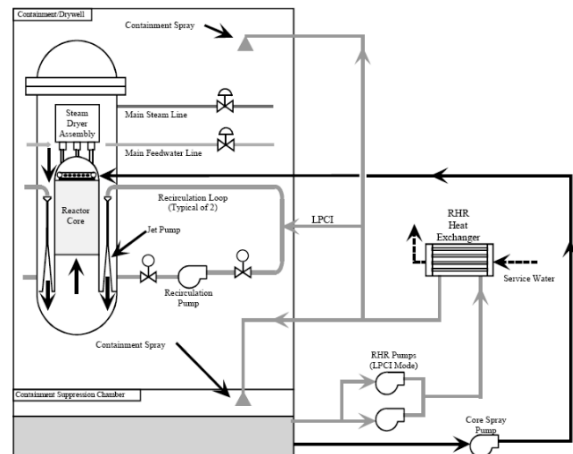


Ilustración 12-3 Esquema de funcionamiento del Sistema LPCI

El sistema LPCI está constituido por dos trenes independientes, cada uno de los cuales dispone de:

- Un lazo principal mediante el cual se aspira agua desde la cámara de supresión y la descarga, para ser inyectada a la vasija, a través del sistema de recirculación.
- Un lazo para riego del pozo seco que partiendo de la tubería de descarga de las bombas se dirige a un colector de rociado, de 20,32 cm, situado en el pozo seco.
- Un lazo para riego de la cámara de supresión, que partiendo de la tubería de descarga de las bombas se dirige a un colector, de rociado, de 10,16 cm, situado en la parte superior de la cámara de supresión.
- Un lazo para pruebas y enfriamiento del agua de la cámara de supresión.
- El tren "B" sirve también de apoyo al sistema de enfriamiento del agua de la piscina de combustible, permitiendo el drenaje al toro del agua de los rebosaderos y metiendo agua a la piscina después de pasar por el cambiador de calor del LPCI.

El sistema en su modo de inyección al núcleo (sistema de inyección de baja presión) opera en unión del sistema de inyección de agua a alta presión y del sistema de rociado del núcleo para realizar su función de refrigeración. Durante un accidente de pérdida de refrigerante la presión del reactor va bajando a medida que se pierde el refrigerante. El sistema de inyección de agua a alta presión trabaja inicialmente durante la fase de alta presión del accidente para suministrar una pequeña cantidad de refrigerante. Cuando la presión en el reactor decrece, el sistema de inyección de agua a alta presión cesa de

suministrar caudal y los sistemas de inyección de agua a baja presión y rociado del núcleo entran automáticamente en operación para realizar la función de refrigerar al núcleo.

Durante el funcionamiento del sistema de inyección de agua a baja presión, el agua se aspira de la cámara de supresión y se bombea al núcleo del reactor a través de los dos lazos de recirculación. Hay también una conexión desde el tanque de almacenamiento de condensado para limpieza del sistema y para, en caso de ser requerido en los procedimientos de operación de emergencia, posibilitar la inundación de la contención primaria desde una fuente alternativa en caso de pérdida de NPSH de las bombas desde la cámara de supresión.

12.1.4.11.4 Sistema de rociado del núcleo (CS)

El sistema de rociado del núcleo, CS, tiene por objetivo la refrigeración del núcleo del reactor, independientemente de la actuación de cualquier otro sistema de los ECCS, en caso de un accidente con pérdida de refrigerante, LOCA. Para accidentes con pequeña pérdida de refrigerante cumple su objetivo en combinación con el HPCI o ADS.

Se ha diseñado para evitar cualquier fusión de las vainas del combustible como resultado de los diversos accidentes de pérdida de refrigerante establecidos para un rango de tamaños de rotura desde aquel para el que se ofrece protección adecuada por el sistema de inyección de agua a alta presión hasta e incluyendo el accidente base de diseño: la rotura circunferencial instantánea de una tubería del sistema de recirculación (lado aspiración).

El sistema CS está constituido por dos trenes independientes, cada uno de los cuales dispone de un lazo principal mediante el cual se aspira agua desde la cámara de supresión y la descarga a un anillo situado en la parte superior de la envoltura del núcleo, y de un lazo secundario que partiendo de la tubería de descarga de las bombas principales, permite realizar la prueba de caudal del sistema en condiciones normales de funcionamiento de la Central.

Para evitar la fusión de las vainas del combustible a lo largo de todo el espectro de roturas de tuberías de agua o vapor, el sistema de rociado del núcleo debe operar conjuntamente con el sistema de despresurización automática. Así quedan relacionados el tamaño del sistema de despresurización automática y los caudales y presiones del sistema de rociado del núcleo

El agua se aspira desde la cámara de supresión. Hay también una tubería que permite la toma de agua del tanque de almacenamiento de condensado para limpieza de las tuberías del sistema y para, en caso de ser requerido en los procedimientos de operación de emergencia, posibilitar el rociado del núcleo desde una fuente alternativa en caso de pérdida de la succión normal desde la cámara de supresión.

La inyección de agua puede comenzar cuando la presión en la vasija del reactor cae por debajo de la presión de descarga de la bomba. El agua rociada sobre los elementos combustibles fluye hacia abajo a lo largo de las paredes de los canales proporcionando así un foco frío para el calor radiado por las varillas de combustible.

12.1.4.11.5 Sistema de reserva de tratamiento de gases

El sistema de reserva de tratamiento de gases, proporciona un tratamiento y control del aire de los diferentes edificios y estructuras de la contención MARK I, tanto en

condiciones de operación normal como de accidente, para limitar el escape de productos radiactivos al medio ambiente.

En el sistema hay filtros para extraer las partículas radiactivas y adsorbentes de carbón activo para extraer los halógenos radiactivos que puedan presentarse en concentraciones que excedan el criterio de dosis en el ambiente.

El sistema recoge los gases provenientes del sistema de ventilación del edificio del reactor; los gases de purga de la contención primaria, el escape del condensador de sellos del sistema de inyección de agua de alta presión y descarga a la chimenea a través de una tubería de 12 pulgadas. Así mismo dispone de una conexión de aire exterior de 4 pulgadas.

12.1.5 Sistemas de instrumentación y control

Sistema de protección del reactor

El sistema de protección del reactor (RPS) incluye el suministro de energía por medio del motor-generador con su control asociado y equipo de indicación, sensores, relés, circuitos de puenteo e interruptores que provocan la inserción rápida de las barras de control (parada de emergencia).

Las funciones del sistema son:

- Vigilar los parámetros críticos del reactor durante todos los modos de operación, con el fin de protegerlo contra condiciones que podrían producir la pérdida de la integridad del combustible, así como la de la vasija del reactor.
- Proteger el reactor de:
 - Excesivo flujo térmico, que podría perforar la vaina de combustible o fundir el mismo.
 - Excesiva presión del reactor, que podría provocar la ruptura de la barrera de refrigerante (vasija, tuberías).
 - Minimizar el calor que debe absorber la cámara de supresión (toro) como consecuencia de un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA).

Para cumplir las funciones encomendadas al sistema de protección del reactor, RPS, éste está constituido por dos canales idénticos, y tanto eléctrica como físicamente independientes

Cada canal está formado por dos subcanales (A1 y A2 para el canal A, y B1 y B2 para el canal B). El conjunto de los cuatro circuitos sigue la lógica "uno de dos, dos veces", esto significa que la mayoría de las variables, que son críticas para el funcionamiento y seguridad del reactor, están vigiladas por cuatro sensores, cada uno de los cuales manda señal a un subcanal del RPS.

Los contactos de cada cadena lógica, o subcanal, están normalmente cerrados y se abren cuando el parámetro asociado supera el punto de tarado del sensor correspondiente, desenergizando el subcanal asociado. Si la desenergización de los subcanales se produce con una lógica "uno de dos, dos veces", a su vez se producirá el Scram del reactor.

Cuando se desenergiza un solo canal, ya sea uno o los dos subcanales del mismo canal se produce el llamado medio Scram que no tiene acción física alguna.

Cuando se desenergizan los dos canales, por lo menos un subcanal de cada canal, se producirá el Scram del reactor, es decir, se debe cumplir una lógica "uno de dos, dos veces".

12.1.6 Sistemas auxiliares

Almacenamiento y manejo de combustible

Almacenamiento de combustible nuevo

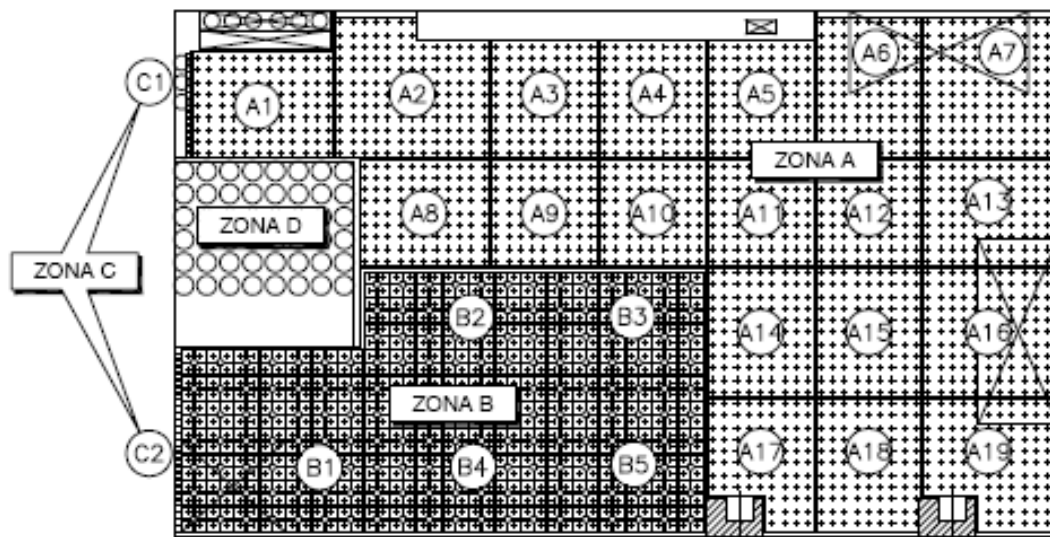
El depósito de almacenamiento de combustible nuevo es una estructura de clase I de hormigón armado, que es accesible solamente a través de escotillas situadas en el techo. Estas escotillas están normalmente cerradas con bloques de cemento que evitan que se dañen los elementos combustibles por la caída accidental de objetos extraños.

Antes de la recarga, el combustible nuevo se transporta a la piscina de almacenamiento de combustible, mediante las grapas de uso general y la grúa del edificio del reactor, se colocan los canales bajo agua y el elemento combustible se almacena en los bastidores de la piscina.

Almacenamiento de combustible irradiado

La piscina de almacenamiento de combustible gastado (Ilustración 12-4), se ha diseñado como estructura de clase I para resistir las cargas sísmicas previstas correspondientes.

La piscina de almacenamiento de combustible es una estructura de hormigón armado, completamente forrada con láminas de acero inoxidable, soldadas unas a otras con costura y soldadas a elementos de refuerzo (canales, vigas en doble T, etc.) embebidos en hormigón.



ZONA A: BASTIDORES PARA ALMACENAMIENTO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES.
 ZONA B: BASTIDORES COMBINADOS PARA ALMACENAMIENTO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES Y BARRAS DE CONTROL.
 ZONA C: BASTIDORES PARA ALMACENAMIENTO DE LPRM's.
 ZONA D: BASTIDORES PARA ALMACENAMIENTO DE TUBOS GUÍAS Y ALOJAMIENTO DEL CONTENEDOR DE TRANSPORTE.

Ilustración 12-4 Distribución de la Piscina de Combustible Gastado

La piscina es de sección rectangular, de 12,04 m por 7,16 m, con una profundidad de 11,8 m. El agua de la piscina se filtra de una manera continua y se refrigera por medio de los sistemas de limpieza y refrigeración de la piscina de combustible

La piscina de almacenamiento puede contener, además de elementos combustibles, barras de control, LPRM's, tubos guía y pequeños componentes de la vasija del reactor. Es posible el almacenamiento adicional de componentes de gran tamaño, tales como el secador y el separador de vapor, en una piscina independiente de almacenamiento adyacente a la cavidad de la parte superior del pozo seco. Una sección de la piscina está reservada para cargar el recipiente de transporte del combustible irradiado.

Existe una plataforma de recarga del combustible equipada con una grapa de recarga del combustible y dos cabrestantes auxiliares de media tonelada cada uno. Cualquiera de estos cabrestantes puede usarse para el servicio de la cavidad de la parte superior del reactor o para el servicio de la piscina de almacenamiento del combustible. El área de operaciones está servida por la grúa del edificio del reactor, la cual está equipada con un gancho principal de 75 Tm y uno auxiliar de 5 Tm. Estos ganchos pueden alcanzar cualquier área importante de almacenamiento del equipo del área de operaciones.

Sistema de refrigeración y filtrado de la piscina de combustible (FPC)

El sistema consta de dos trenes de refrigeración idénticos, ambos tienen en común la línea de aspiración y se unen en sus salidas para pasar por dos filtros dispuestos en paralelo y descargar en el interior de la piscina de combustible irradiado por dos tuberías.

Las funciones del sistema son:

- Mantener el agua de la piscina de almacenamiento de combustible gastado por debajo de una temperatura determinada.
- Filtrar el agua de la piscina de almacenamiento de combustible gastado, de la piscina de almacenamiento del secador de vapor y del separador de humedad y de la cavidad del reactor, para conseguir un nivel aceptable de radiación y con un grado de claridad necesario para la recarga y el servicio del reactor.

Sistema de manejo de combustible

El sistema de manejo de combustible está diseñado para proporcionar un medio seguro y efectivo para el manejo de combustible desde el momento en que llega a la Central hasta su almacenamiento posterior a la irradiación y su posible transporte. El manejo seguro del combustible incluye consideraciones de diseño para mantener la exposición del personal a la radiación en valores bajos, durante el transporte y el manejo.

12.1.7 Sistemas de agua

12.1.7.1 Sistema de agua de servicios normal (SW)

El sistema se alimenta de agua filtrada del río Ebro, por medio de las bombas situadas en la estructura de toma de agua, cuyas descargas se unen en un colector común de 76,2 cm (30") provisto de un filtro doble, para facilitar el mantenimiento.

Desde el colector de descarga se distribuye agua a los equipos de la Central refrigerados por este sistema.

A la salida de los cambiadores de calor, el agua se va recogiendo en una red de tuberías que conducen el agua hasta un colector que se conecta al túnel de descarga, de donde se vierte de nuevo al río.

12.1.7.2 Sistema de agua de servicios de emergencia

El sistema de agua de servicios de emergencia suministra agua de refrigeración a los cambiadores de calor del sistema de inyección de refrigerante a baja presión y al enfriador de la unidad de ventilación en el cubículo de equipos del sistema de inyección de refrigerante a alta presión, en una situación de accidente con pérdida de refrigerante (LOCA) o en situaciones en que se requiera refrigerar el agua del toro.

El sistema está compuesto por dos subsistemas independientes entre sí, cada uno de los cuales dispone de dos bombas alojadas en la estructura de toma del río que impulsan el agua hasta los cambiadores de calor y unidad enfriadora, para posteriormente devolverla al río a través del túnel de descarga.

12.1.7.3 Sistema de aportación de agua desmineralizada (MU, ACIDO, SOSA Y DWS)

El sistema de aportación de agua desmineralizada suministra la cantidad de agua necesaria para el funcionamiento de la Central, en óptimas condiciones, a las siguientes zonas:

- Tanque de almacenamiento de condensado.
- Zona de regeneración de resinas del sistema de agua de condensado.
- Caldera de vapor auxiliar.
- Zonas de descontaminación.
- Laboratorio.
- Ventilación.

El sistema de aportación de agua desmineralizada tiene dos líneas de trabajo posibles para la obtención de agua clara, la original mediante un coagulador y la adición de reactivos que forman un barro, y la nueva que es un sistema de ósmosis inversa.

12.1.7.4 Sistema de agua potable

El sistema de agua potable suministra agua potable a los sistemas y servicios de la planta que lo requieran.

Las bombas succionan del tanque y suministran agua a determinada presión a los siguientes sistemas y servicios: sistema sanitario, oficinas principales, lavabos y duchas, lavandería, cajas de agua del condensador, cafetería y casa de guardas.

12.1.7.5 Sumidero final de calor

La refrigeración de equipos de la Central, así como la extracción del calor residual después de la parada del reactor se realiza mediante sistemas que utilizan el río Ebro como fuente de suministro de agua. Dichos sistemas tienen sus bombas de impulsión instaladas en la estructura de toma.

12.1.7.6 Sistema de transferencia de condensado (CST)

El sistema se compone del tanque de almacenamiento de condensado, bombas de transferencia de condensado, válvulas, tuberías e instrumentación necesaria. El tanque

de almacenamiento recibe el agua rechazada por el condensador principal a través de una línea situada aguas abajo de los desmineralizadores de condensado.

Las funciones del sistema son:

- Aporte principal de agua de refrigeración a la carcasa del sistema del condensador de aislamiento (IC).
- Aporte primario a la aspiración de la turbobomba del sistema de inyección de agua a alta presión (HPCI).
- Extracción alternativa del calor residual de la piscina de combustible gastado.

12.1.7.7 Sistemas de agua en circuito cerrado

- Sistema de refrigeración en circuito cerrado del edificio del reactor (RBCCW). Este sistema de refrigeración es un sistema cerrado con el fin de mantener la pureza del agua de refrigeración y para evitar posibles fugas radiactivas al agua de servicios de la Central.
- Sistema de refrigeración de la planta de operación del edificio de turbina (HVAC-TB) La planta de operación del edificio de turbina se encuentra físicamente aislada del exterior por sus cerramientos perimetrales, su refrigeración se realiza de forma local mediante unidades recirculadoras dotadas de batería para agua fría.
- Sistema de agua de refrigeración del pozo seco (HVAC-DW) El sistema de refrigeración del pozo seco suministra agua de refrigeración a los enfriadores de las unidades de refrigeración del aire del pozo seco, a los enfriadores de aceite de cojinetes del motor de las bombas de recirculación, a los enfriadores de la cavidad de sellos de las bombas de recirculación y al enfriador del sumidero de drenajes de equipos del pozo seco.
- Sistema de agua fría esencial (AFE)
- El sistema AFE está compuesto por dos circuitos independientes dispuestos en dos trenes funcionalmente idénticos. El sistema AFE proporciona agua refrigerada para el acondicionamiento de la sala de control, salas de barras eléctricas de 4 kV y 400 V, sala de la UPS de la barra esencial "A" y sala de la UPS de la barra esencial "B" y cubículos de las bombas de los sistemas LPCI y CS.

12.1.7.8 Sistema de enfriamiento de la tapa de la vasija del reactor (RHCS)

El objetivo del sistema de enfriamiento de la tapa de la vasija del reactor es enfriar la tapa y condensar el vapor del interior de dicha tapa mientras el reactor esté enfriándose.

El agua para el sistema de enfriamiento de la tapa de la vasija del reactor se obtiene del tanque de almacenamiento de condensado, mediante las bombas del sistema hidráulico de accionamiento de las barras de control que impulsan el agua hasta la tapa de la vasija del reactor.

12.1.8 Sistema de toma de muestras de proceso y post-accidente

12.1.8.1 Sistema de toma de muestras de proceso (SS)

El sistema de muestreo recoge muestras representativas de líquidos de proceso y permite obtener la información necesaria para la vigilancia del funcionamiento de la Central y de los cambios en los parámetros de operación.

Está diseñado para funcionar durante todos los modos de operación, según los requisitos de cada sistema en particular.

12.1.8.2 Sistema de toma de muestras post-accidente (PASS)

El sistema de muestreo post-accidente, PASS, permite obtener muestras del refrigerante del reactor, del agua de la piscina de supresión y de la atmósfera de la contención primaria, para analizarlas química y radiológicamente, después de ocurrido un accidente donde se haya podido producir un gran escape de productos de fisión desde el combustible.

Las funciones del sistema son:

- Recoger, a distancia, muestras representativas del refrigerante del reactor, agua de la piscina de supresión y de la atmósfera de la contención primaria después de ocurrido un accidente.
- Realizar, los análisis químicos de dichas muestras indicando los resultados obtenidos a distancia.
- Diluir las muestras recogidas para su posterior análisis radiológico.

12.1.8.3 Sistema de drenajes de equipos y suelos

El sistema de drenajes está diseñado para asegurar que los desechos líquidos, las fugas de los sellos de bombas, y los drenajes de equipos y tuberías se dirigen a un área determinada para su procesamiento.

12.1.8.4 Sistema de vapor auxiliar (HS)

La función de este sistema es la de generar y distribuir el vapor auxiliar, en la cantidad y calidad requerida, para los siguientes servicios:

- Cambiadores de calor de calefacción de oficinas.
- Prueba y descarga a la atmósfera.
- Taller de descontaminación.
- Acondicionadores de aire de:
 - Edificio de turbina.
 - Almacén.
 - Taller.
 - Sala de equipos del edificio de servicios.
 - Edificio del reactor.
 - Edificio del radwaste.
- Cambiadores de calor del sistema de refrigeración en parada.
- Área de descontaminación de la tapa de la vasija y el cofre de combustible gastado.
- Sistema de nitrógeno de control atmosférico.
- Tanque de exceso de residuos (Radwaste).
- Concentrador de residuos (Radwaste).

- Regulador de sellos de vapor de turbina principal.
- Tanque de almacenamiento de condensado.
- Tanque de almacenamiento de agua desmineralizada.
- Calentador de sosa del make-up.
- Tanque de gas-oil.

12.1.9 Sistemas de ventilación y calefacción

12.1.9.1 Edificio del reactor (HVAC-RX)

El sistema de suministro de aire, atempera el aire filtrado procedente del exterior por medio de una batería de calentamiento anticongelación, a base de vapor. Después de estos equipos están instalados dos ventiladores del 100% de capacidad cada uno. El aire impulsado por estos ventiladores pasa a través de dos válvulas de mariposa redundantes colocadas en serie, hacia la red de conductos del edificio del reactor.

12.1.9.2 Edificio de la turbina (HVAC-TB)

Este sistema dispone de equipamiento y trazado que posibilita el suministro y distribución de aire filtrado y atemperado (unidad de suministro con batería para vapor y módulo evaporativo). Realiza la captación desde los recintos de los niveles inferiores y lo dirige hasta el exterior (por la actuación de extractores redundantes) a través de la chimenea de la Central, en la cual se realiza la vigilancia de los efluentes gaseosos.

12.1.9.3 Edificio de desechos radiactivos (HVAC-RW)

El sistema de ventilación del edificio de desechos radiactivos suministra aire atemperado y filtrado al edificio por medio de una unidad de impulsión.

El caudal de aire suministrado al edificio mediante la unidad de impulsión es de 35.445 m³/h, la cual está alimentada desde el C.C.M.-A de 400 V c.a.

La extracción se produce a través de dos unidades de extracción del 100% de capacidad cada una compuesta de un prefiltro, un filtro absoluto y un ventilador de 37.400 3/h por unidad. Esta extracción es canalizada por la red de conductos hasta la chimenea de la Central, en la cual se realiza la vigilancia de los efluentes gaseosos.

12.1.9.4 Edificio de off-gas (HVAC-OG)

El sistema suministra aire filtrado y atemperado a través de la red de conductos del edificio.

El sistema canaliza todo el aire extraído del recinto hacia la chimenea, evitando la emisión incontrolada de aire contaminado al exterior.

12.1.9.5 Sistemas de vapor y conversión de energía

El sistema de vapor y conversión de energía está diseñado para, utilizando el vapor procedente del reactor, producir energía eléctrica mediante un turbogenerador y devolver dicho vapor ya condensado al reactor en forma de agua de alimentación con las características químicas idóneas para la refrigeración del núcleo.

El sistema de vapor y conversión de energía consta de

12.1.9.6 Grupo turbo-generador

La turbina convierte la energía térmica del vapor procedente del reactor en energía mecánica, que a su vez se transforma en energía eléctrica en el generador.

Sistema de vapor principal y derivación de turbina

El sistema está diseñado para poder funcionar a todos los niveles de carga de la Central cumpliendo las condiciones técnicas impuestas por los balances térmicos.

El modo de operación del sistema es continuo.

12.1.9.7 Condensador principal

El sistema impide las fugas de gases no condensables hacia el exterior, suministra capacidad de almacenamiento y un recorrido de condensado.

Además proporciona un sumidero de calor para condensar el vapor de escape de las turbinas de baja presión, condensa el vapor del sistema de derivación de turbina, recoge los drenajes en cascada de los calentadores de baja presión, desairea el condensado y proporcionar la calidad de agua requerido, y recoge los caudales de agua y vapor procedentes de diferentes sistemas.

12.1.9.8 Sistema de evacuación de gases del condensador

Este sistema extrae los gases no condensables del condensador, los recombina, y tras purificar los gases radiactivos que quedan, los envía a la atmósfera a través de la chimenea de descarga.

12.1.9.9 Sistema de vapor de sellado de turbina

El sistema suministra vapor de sellado a los equipos que lo requieran para evitar la entrada de aire al interior del condensador e impedir el escape de vapor radiactivo al edificio de turbina.

12.1.9.10 Sistema de agua de circulación

El sistema suministra agua de refrigeración al lado tubos del condensador principal para la evacuación del calor.

12.1.9.11 Sistema de tratamiento de condensado

El sistema tratar el condensado con el fin de eliminar los productos de corrosión que se puedan generar durante la operación normal y arranques de la Central para conseguir mantener el agua de alimentación al reactor dentro de la calidad exigida.

12.1.9.12 Sistema de condensado y agua de alimentación

El sistema se encarga de mantener la integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor, de servir de vía de inyección al sistema de inyección de agua a alta presión (HPCI), de inyectar agua a alta presión a la vasija del reactor durante condiciones de accidente o transitorios, y de proporcionar un suministro continuo de agua al reactor equivalente a la cantidad de agua que se transforma en vapor durante la ebullición en operación a potencia.

12.1.9.13 Sistema de drenajes de calentadores

El sistema mantiene el nivel correcto en los calentadores de agua de alimentación, drenando en cascada a los calentadores de la etapa anterior.

Además, evacua el agua extraída en los separadores de humedad, descarga al condensador principal el exceso de agua durante situaciones transitorias y, evita, junto con el sistema de extracción de vapor, la posibilidad de inducción de agua en la turbina desde los calentadores.

12.1.9.14 Sistema de vapor de extracción

El sistema de extracciones de vapor suministra éste a los calentadores de agua de alimentación, evacua el agua originada por condensación en la turbina y evita la sobrevolución de la turbina, tras su disparo o rechazo de carga, debida al retroceso de la mezcla agua-vapor existente en los calentadores.

El vapor producido en el reactor es conducido directamente a la turbina de alta presión; desde dicha turbina es enviado a las turbinas de baja presión a través de los separadores de humedad.

Parte del vapor dirigido a las turbinas de baja presión se extrae para calentar el agua de alimentación al reactor. El vapor de extracción una vez condensado se conduce en cascada, a través de los calentadores, al condensador junto con el vapor agotado de las turbinas de baja presión y con los drenajes del ciclo de turbina.

El vapor que se recoge de las turbinas de baja presión es condensado y separado de los gases y desmineralizado en el condensador principal. El ciclo agua – vapor tiene un aporte del 0,5%, que se realiza al condensador. Las bombas de condensado que aspiran del pozo caliente del condensador envían el condensado a través de los condensadores del evector de vapor y del vapor de sellado, de filtros y desmineralizadores y de los calentadores de agua a baja presión hasta la aspiración de las bombas de agua de alimentación. Estas bombas descargan al reactor a través de los calentadores de alta presión.

El vapor puede derivarse directamente hacia el condensador principal (hasta un 15% del caudal de vapor de diseño) a través de una válvula de derivación (By-pass) controlada automáticamente por la presión de vapor.

El sistema de conversión de vapor y energía dispone de una potencia térmica de 1381 Mwt y está diseñado para operar en condiciones de carga del 105% de la carga térmica nominal en transitorios.

La potencia térmica, en el diseño inicial de la Central, era, equivalente a una potencia eléctrica bruta de 460 MW. Se han realizado mejoras en el rendimiento del ciclo, que dieron como resultado que actualmente la potencia eléctrica bruta equivalente a 1381 MW térmicos es de 466 MW.

12.1.10 Sistema de tratamientos de desechos radiactivos

12.1.10.1 Sistema de desechos radiactivos líquidos

El sistema de tratamiento de residuos radiactivos líquidos recoge, trata, almacena y distribuye todos los desechos líquidos radiactivos.

La operación del sistema se realiza por tandas, debido a que los caudales manejados durante la operación normal de la Central son muy inferiores a los de diseño del sistema,

quedando capacidad suficiente de almacenamiento y tratamiento para hacer frente a las posibles anomalías e incidentes supuestos en la Central.

Los desechos líquidos se recogen en sumideros y tanques de drenaje situados en los diferentes edificios y son luego transferidos a tanques apropiados en el edificio de desechos radiactivos para su tratamiento posterior, almacenamiento temporal y su distribución. Los desechos que se descargan de este sistema se procesan por lotes, siendo cada lote analizado y manejado apropiadamente.

La distribución final de los desechos líquidos procesados consiste en su retorno al sistema de condensado, su almacenamiento antes de ser procesados para convertirse en residuo radiactivo sólido, o su descarga al río a través del canal de descarga.

12.1.10.2 Sistema de desechos radiactivos gaseosos

Se consideran como desechos radiactivos gaseosos las partículas suspendidas en el aire, los gases de ventilación de los equipos de los diversos procesos y, en algunas circunstancias, el aire de salida de la ventilación de los edificios. La fuente mayor de desechos radiactivos gaseosos (efluentes del eyector de aire del condensador) se hace decaer de una manera continua, se filtra y se vigila para que los límites de descarga prescritos no sean excedidos.

Los objetivos de diseño del sistema de tratamiento de los gases de salida son:

- Suministrar un control efectivo de los gases de salida de los diferentes procesos con capacidad suficiente para impedir una descarga que exceda los límites establecidos en el documento 10CFR20.
- Reducir a un mínimo la descarga de partículas radiactivas a la atmósfera.
- Dar suficiente tiempo al operador para que éste tome una decisión y actúe de acuerdo con ella, cuando la vigilancia continua indique el desarrollo de condiciones anormales.
- Reducir a un mínimo la descarga de gases radiactivos, que existen en condiciones normales, por medio de un sistema que permita la desintegración de sus componentes.

12.1.10.3 Sistema de desechos radiactivos sólidos

Los objetivos de diseño del sistema de desechos radiactivos sólidos son tratar, empaquetar y proporcionar sitios blindados adecuados para los desechos sólidos y permitir su desintegración radiactiva y/o almacenamiento temporal antes de su envío para ser almacenados por largo tiempo.

El tratamiento, empaquetamiento y manejo antes y después del almacenamiento son realizados en lugares y por procedimientos cuyos objetivos son reducir a un mínimo la exposición del personal a la radiación e impedir reboses de desechos radiactivos, al mismo tiempo que se permita la necesaria limpieza y mantenimiento del equipo.

Los desechos del reactor, tales como barras de control gastadas y canales de combustible, son almacenados en la piscina de almacenamiento de combustible irradiado.

Los desechos de mantenimiento, tales como ropas y pequeñas herramientas contaminadas se empaquetan en bidones para su posterior envío definitivo.

Los desechos de los diversos procesos, tales como barros de filtros, residuos concentrados o resinas gastadas, son recogidos en tanques para su posterior embidonado.

12.1.10.3.1 Sistema de vigilancia de la radiación de procesos (PRMS)

El sistema de vigilancia de la radiación de procesos tiene por finalidad el permitir la determinación del contenido de material radiactivo en las diferentes corrientes de efluentes y de determinados procesos líquidos y gaseosos.

El sistema se encarga de:

- Asegurar que la liberación de radiactividad en áreas no restringidas está dentro de los límites permitidos.
- Proporcionar una medida continua de esta descarga.
- Proporcionar acciones automáticas que detengan la descarga de radiactividad en aquellas circunstancias en las que se excedan los límites permitidos de liberación de radiactividad.
- Dar alerta en el caso de que se produzcan fallos en el equipo de detección de radiación.

Para ello se vigilan los fluidos de aquellos sistemas cuyos efluentes contengan normalmente descarga de radiactividad y aquellos en los que se pueda producir, en potencia, una descarga de radiactividad.

El sistema de vigilancia de la radiación de procesos está diseñado para dar capacidad de muestreo y vigilancia necesaria para efectuar la evaluación de las medidas y los informes recomendados en la Guía Reguladora 1.21; así como de provocar alarmas y de actuar sobre el equipo de control para asegurar la contención de los materiales radiactivos, si se alcanzan unos límites de actividad prefijados, satisfaciendo, por lo tanto, el propósito de dicha Guía.

12.2 Anexo II- Zonas sometidas a vigilancia radiológica

Zonas edificio turbina
Cajas de agua zona norte
Cajas de agua zona sur
Cajas de agua zona sur
Tanques de transferencia de desmineralizado
Tanques regeneración de resinas
Tanques desmineralizado
Bombas transferencia de condensado y panel de condemin
Bombas de condensado
Bombas de agua de alimentación
Motores bombas de condensado
Pasillo edificio de turbina
Zona drenajes al condensador y separadores de humedad
Calentadores de baja
Separadores de humedad
Bombas drenaje de calentadores
Acceso y bombas sellado aceite turbina
Tanque de aceite de turbina
Zona tanque aceite de turbina
Galería de cables
2x Área Interior condensador ``A`` y ``B``
Filtros de condensado
Zona CCM `K`
Acceso a galería de cables
Pasillo acceso eyectores
Zona calentadores de alta
Calentadores de cuello zona norte
Zona válvulas de control y parada
Calentadores de cuello zona sur
Techo pasillo acceso a eyectores
Cubierta del edificio del radwaste

Zona Exteriores
Tanque de agua desmineralizada
Tanque de condensado
Tanque de exceso de residuos
Off-gas zona 2 bombas sumidero
Off-gas zona 2 acondicionadores
Off-gas zona 2 cambiadores de glicol y separadores
Off-gas zona 2 lechos de carbón activo
Off-gas zona 2 sistema de glicol
Off-gas zona 2 filtros y válvulas
Off-gas zona 2 centro de control de motores
Almacén temporal de bidones y residuos
Barracón 6
Tanques de trasiego zona de tanques
Tanques de trasiego zona de equipos
Estación de H2
Panel regulador de H2 y tanque de almacenamiento aceite turbina
Edificios para almacén de material usado- Centro trafo
Cubierta del edificio almacén de material usado (EAMU)
Barracones del EARU
Chimenea, bombas y filtros
Chimenea zona monitores
Sala maquinas acondicionamiento
Estación control inertización de la contención primaria
Taller descontaminación
Edificio de medida de materiales
Taller accionadores
Zona entre paredes del RW y Taller de descontaminación

Edificio servicios
Taller caliente
Laboratorio químico y pass
Acceso a zona controlada
Lavandería
Laboratorio caliente
Laboratorio frío, oficina y sala de contaje
Terraza compresor aire arranque diesel "a"
Terraza compresor aire arranque diesel "b"

Zonas edificio turbina
Cajas de agua zona norte
Cajas de agua zona sur
Cajas de agua zona sur
Tanques de transferencia de desmineralizado
Tanques regeneración de resinas
Tanques de desmineralizado
Bombas transferencia de condensado y panel de condomin
Bombas de condensado
Bombas de agua de alimentación
Motores bombas de condensado
Pasillo de edificio de turbina
Zona drenajes al condensador y separadores de humedad
Calentadores de baja
Separadores de humedad
Bombas drenaje de calentadores
Acceso y bombas de sellado aceite turbina
Tanque de aceite de turbina
Zona tanque aceite de turbina
Galería de cables

Interior condensador ``A`` y ``B``
Interior condensador ``A`` y ``B``
Filtros de condensado
Zona CCM `K`
Acceso a galería de cables
Pasillo acceso eyectores
Zona calentadores de alta
Calentadores de cuello zona norte
Zona válvulas de control y parada
Calentadores de cuello zona sur
Techo pasillo acceso a eyectores
Zona de accesos calentadores de cuello zona sur
Off gas zona 1
Eyectores y extracción de vapor
Pasillo de acceso al reactor
Baterías `C`
Zona válvula de by-pass de vapor y filtro aceite turbina
Planta de operación de turbinas
Terraza de sala de control
Botellas aire arranque motores generadores diesel
Tanque día gas-oil diesel "A"
Tanque día gas-oil diesel "B"
Cubierta edificio de turbina

Zona edificio reactor
RX. Instrumentación LPCI-CS-Lazo `A`
RX. Bombas LPCI-CS Lazo `A`
RX. Instrumentación LPCI-CS Lazo `B`
RX. Bombas LPCI-CS-Lazo `B`
Paso de cables

Bombas de CRD
RX: Tanque sumidero de equipos
RX. Cubículo zona noreste
Interior toro zona norte
Interior toro zona sur
Interior toro zona este
Interior toro zona oeste
Interior toro zona norte
Interior toro zona sur
Interior toro zona este
Interior toro zona oeste
Drywell zona norte
Drywell zona sur
Drywell zona este
Drywell zona oeste
Drywell suelo fondo vasija
Drywell zona norte
Drywell zona sur
Drywell zona este
Drywell zona oeste
Drywell zona plataforma cambio accionador
Drywell zona norte
Drywell zona sur
Drywell zona este
Drywell zona oeste
Drywell zona norte
Drywell zona sur
Drywell zona este
Drywell zona oeste
Drywell zona norte
Drywell zona sur

Drywell zona este
Drywell zona oeste
Interior cavidad
Turbina HPCI
RX exterior toro lado este
RX exterior toro lado oeste
RX exterior toro lado norte
RX exterior toro lado sur
Plataforma del toro lado norte
Plataforma del toro lado sur
Plataforma del toro lado este
Plataforma del toro lado oeste
RX penetración LPCI Lazo `B´
RX acumuladores lado oeste
RX compresores del chiller water
Bombas del Shutdown
RX cubículo del TIP
RX accionamiento del TIP
Túnel de vapor
Túnel de equipos del edificio del RX
RX acumuladores lado este
RX estación de control de CRD
RX acceso personal al Drywell
RX bomba auxiliar del Clean up
RX bombas recirculación Clean up
RX. Zona HVH-5/6, RACK instrumentación 2205a/b/c
RX. Zona de acceso, escalera y ascensor
RX: RACK instrumentación 2206a/b/c
RX cambiadores y bombas del sistema de recirculación de agua
MG de recirculación, y ventilación
Taller de instrumentación en zona controlada

Edificio de ventilación
Cambiadores del Shutdown
Cubierta del edificio de ventilación
Recinto válvulas de ventilación del edificio del reactor
RX cambiadores del Clean up
RX terraza cambiadores del Clean up
RX tanque barros Clean up
RX zona CCM `C`
RX zona de acceso, escalera y ascensor, tanque precapa
RX zona CCM ``B``
Sala válvulas, filtros y desmineralizad. Clean up
Almacén en edificio del Reactor
Bombas del FPC
Piscina de combustible gastado
RX condensador de aislamiento
RX paños de MTO
RX tanques pulmón
Piscina separador de humedad
Bombas veneno líquido y terraza
Acceso a cubículo veneno líquido
Zona baja Skimmer
Piscina seca de combustible nuevo
RX planta operación del reactor
RX tanque pulmón Clean up
Cubierta del edificio del reactor

12.3 Anexo III- Límites de aceptación según vías de gestión

12.3.1 Límites de contaminación según vías de gestión de materiales distintos a Hormigón

Límites vías de gestión materiales distintos al Hormigón							
	Desclasificación		Reuso (Bq/ cm ²)	Reciclaje Chatarra (Bq/ cm ²)	RBBA (Bq/ g)	RBMA (Bq/g)	
	(Bq/ g)	(Bq/ cm ²)				Nivel 1	Nivel 2
C-14	10	50	1 000	500	10 000	28 400	839 000
Co-58	0,1	0,5	10	5			
Co-60	0,1	0,5	1	5	100	28 400	210 000 000
Cs-134	0,1	0,5	1	5	100	28 400	
Cs-137	1	5	10	5	300	28 400	1 390 000
Fe-55	100	500	1 000	10 000	10 000	284 000	
Fe-59	0,1	0,5					
Ni-63	100	500	1 000	1 000	10 000	28 400	50 300 000
Mn-154	0,1	0,5	10	5	10	284 000	
Nb-95	1	5					
Ru-103	1	5					
Ru-106	1	5	10	5	1 000	69 100	
Sb-124	0,1	0,5	10	5			
Sb-125	1	5	10	50	100	284 000	
Sr-89	10	50					
Sr-90	1	5	10	10	10 000	28 400	382 000
Tc-99	1	5	1 000	500	10 000	4 210	4 210
Zn-65	1	5	10	5	100	76 700	
Am-241	0,1	0,5	0,1	10	100	913	9 900
Pu-238	0,1	0,5	0,1	0,1	100	498	5 450
Pu-239	0,1	0,5	0,1	0,1	100	521	5 700
Cm-242	1	5	1	1		0,535	5,85
Cm-244	0,1	0,5	0,1	0,1	100	19	208
U-234	1	5	1	1	1 000	2	21,9
U-238	1	5	1	1	1 000	0,663	7,26
Pu-241	1	5	10	10	10 000	13 700	150 000
Radiación β-γ						284 000	

12.3.2 Límites de contaminación según vías de gestión para Hormigón

Límites vías de gestión Hormigón				
	Demolición (Bq/ cm ²)	RBBA (Bq/ g)	RBMA (Bq/ g)	
			Nivel 1	Nivel 2
Ce-141				
Ce-144	10	1 000	69 100	
Co-58	10			
Co-60	1	100	28 400	210 000 000
Cs-134	1	100	28 400	
Cs-137	1	300	28 400	1 390 000
Fe-55	10 000	10 000	284 000	
Fe-59				
Mn-54	1	100	284 000	
Nb-95				
Ru-103				
Ru-106	10	1 000	691 000	
Sb-124	1			
Sb-125	1	100	284 000	
Sr-89				
Sr-90	100	10 000	28 400	382 000
Y-91	1 000			
Zn-65	1	100		
Zr-95	1			
Pu-241	10	10 000	13 700	150 000
Am-241	1	100	913	9 990
Pu-238	1	100	498	5 450
Pu-239	0,1	100	521	5 700
Cm-242	1		0,535	5,85
Cm-244	1	100	19	208
U-234	1	1 000	2	21,9
U-238	1	1 000	0,663	7,26

13 Lista de referencias

¹ Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero

² Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas.

³ <http://www.transware.net/rama-fluence-methodology/>

⁴ Validación de los factores de escala de RBMA para materiales desclasificables” (Ref. UNESA CEN-11 revisión 3)

⁵ ‘Factores de Escala de residuos de operación de Centrales nucleares españolas’ (Informe de Caracterización 031-IF-IN-0052)

⁶ <http://www.sne.es/> [Definiciones términos radiológicos]

⁷ <http://www.foronuclear.org/es/energia-nuclear> [Datos generales centrales nucleares]

⁸ <http://www.world-nuclear.org/> [Experiencia general de desmantelamiento]

⁹ [http://ethw.org/Obninsk Nuclear Power Plant](http://ethw.org/Obninsk_Nuclear_Power_Plant) [Central nuclear de Obnisk]

¹⁰ <http://www.kcd.nl/index1.html> [Dodewaard]

¹¹ <https://www.iaea.org> [Centrales nucleares en Alemania]

¹² <http://www.nrc.gov/> [Centrales nucleares en Estados Unidos]

¹³ <http://www.hanford.gov/> [AGP EEUU]

¹⁴ <http://ansnuclearcafe.org/> [Pathfinder]

¹⁵ <http://www.greetingsfromsiouxfalls.com/> [Pathfinder]

¹⁶ Según el RD 1836/1999, del 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas.

¹⁷ Ley 31/1995 de 8 de Noviembre sobre Prevención de Riesgos Laborales

¹⁸ Inventario Físico y radiológico de materiales residuales de la central nuclear de Santa María de Garoña (Norca/ Intertek, 7/2/2011)

¹⁹ Tarifas para encomiendas sujetas a Impuestos 2015, Tragsa