

Trabajo Fin de Máster
Máster en Ingeniería Química

Análisis del Impacto de la Degradación de las Barreras Ingenieriles en un Almacenamiento Geológico Profundo de Residuos Radiactivos de Alta Actividad: Aplicación a España

Autor: Sergio Cuenca García

Tutor: Pedro García Haro

Depto. Ingeniería Química y Ambiental

Escuela Técnica Superior de Ingeniería

Universidad de Sevilla

Sevilla, 2019



Trabajo Fin de Máster
Máster en Ingeniería Química

Análisis del Impacto de la Degradación de las Barreras Ingenieriles en un Almacenamiento Geológico Profundo de Residuos Radiactivos de Alta Actividad: Aplicación a España

Autor:

Sergio Cuenca García

Tutor:

Pedro García Haro

Profesor Contratado Doctor

Depto. de Ingeniería Química y Ambiental

Escuela Técnica Superior de Ingeniería

Universidad de Sevilla

Sevilla, 2019

AGRADECIMIENTOS

En primer lugar agradecer a mis padres, José y Eduardi, por su apoyo incondicional a lo largo de estos años. Sin duda alguna, este proyecto no hubiera salido adelante sin vuestros consejos, esfuerzo y valores que me habéis transmitido desde niño. Vosotros sois responsables directos de todos los logros que alcance en mi vida.

A mi hermanita Sara, por ser el regalo más valioso que me han dado mis padres. Gracias por transmitirme esa energía y felicidad que tanto te caracteriza. Te quiero.

Agradecer a la persona que ha sido un pilar fundamental en estos años, mi novia Ana. Porque tus consejos y forma de ver la vida me han convertido en mejor persona. Gracias por estar junto a mí en los momentos malos y hacer que todos los problemas desaparezcan cuando estás presente.

Especial mención a dos de las personas que me han acompañado desde el principio de esta etapa y aún siguen presentes en mi vida, Kuki y PacoPepe. Por una amistad para toda la vida. Más que unos amigos sois unos hermanos.

Por último, agradecer a mi tutor, Pedro García Haro, por su paciencia y los conocimientos transmitidos durante esta etapa. Por confiar en mí una vez más para la realización de un proyecto que me ha permitido aplicar lo aprendido durante años a un tema nada convencional.

RESUMEN

El principal problema que trae consigo la energía nuclear es, sin duda alguna, la gestión de los residuos generados. El método de gestión de dichos residuos depende del ciclo del combustible nuclear utilizado en cada país. En el mundo existen dos alternativas de gestión: la posibilidad de reciclar el combustible gastado para volverlo a utilizar en el reactor (ciclo cerrado) y, por otro lado, almacenarlo de forma definitiva tras su uso como combustible (ciclo abierto).

En España, a pesar de ser un país con plantas nucleares en explotación desde hace más de 50 años, la gestión del combustible aún no ha sido definida. A día de hoy, todavía se están llevando a cabo investigaciones relacionadas con las dos alternativas de gestión previamente mencionadas. Si bien, la empresa encargada de gestionar este tipo de residuos en España (ENRESA) establece el ciclo abierto como escenario de referencia.

De acuerdo a este método de gestión, tras un periodo de enfriamiento en las piscinas de las centrales o en almacenamientos temporales, el combustible pasa a ser almacenado, de forma definitiva, en un almacenamiento geológico profundo (AGP), donde los residuos de combustible nuclear gastado permanecen almacenados, a gran profundidad, en formaciones geológicas estables. El principio de funcionamiento de dicha instalación subterránea consiste en un diseño "multibarrera", cuyo objetivo es interponer una serie de barreras ingenieriles entre el combustible y la biosfera, con el objetivo de evitar la interacción entre ambos. Dichas barreras tienen una serie de limitaciones en cuanto a condiciones operativas se refiere, así como unos límites de operatividad a partir de los cuales no se garantiza que se cumpla su función: el aislamiento del combustible gastado de la biosfera. Por tanto, es importante garantizar que las barreras anteriores cumplen su función en diferentes escenarios y ante la presencia de determinados factores.

En este TFM, se analiza un caso de estudio de AGP en el que se plantean diversos escenarios (basados en su probabilidad de ocurrencia) de degradación de las barreras ingenieriles. Se ha seleccionado como caso de estudio para el AGP una formación de arcilla en la localidad de Villarejo-Periesteban (Cuenca), ya que cumple con los criterios exigidos para estas instalaciones. Para el diseño de la instalación se han seguido los estándares fijados por ENRESA y los datos públicos accesibles. En la instalación se han modelado los fenómenos de transferencia de calor y materia. Del análisis de los escenarios de degradación se ha concluido que el AGP es una instalación segura que permite aislar el combustible gastado en condiciones óptimas siempre que el tiempo de enfriamiento inicial (llevado a cabo en otras instalaciones) sea superior a 50 años.

ABSTRACT

The main issue related to nuclear energy is, undoubtedly, the nuclear waste management. The Nuclear Fuel Cycle, which is selected by each country, establish the management of the nuclear waste, with the possibility of recycle the spent fuel with the purpose of use it again in the reactor core (close cycle) or, on the other hand, storage it permanently after use as fuel (open cycle).

In Spain, despite being a country where the nuclear power plants have been working for 50 years, nuclear waste management is not decided yet. Nowadays, different researches are being carried out in both close and open cycle. Nonetheless, the company in charge of nuclear waste management in Spain (ENRESA) establishes the open cycle as a model scenario.

According to this cycle, after a cooling period in spent fuel pools or temporary storages, the spent fuel is stored, permanently, in a Deep Geological Repository (DGR), where the nuclear waste keep storage, deep inside, in stable geological formations. The operating principle of this facility consist of a "multi-barrier" design whose main purpose is interposed different barriers between the spent fuel and the biosphere, thus avoiding that interaction. The engineering barriers have some operating limitations from which the correct functioning is not guaranteed. Hence, is fundamental to ensure that the engineering barriers keep operative in different unfavorable scenarios.

In this project, different scenarios (based on probability of occurrence) related to engineer barriers deterioration are analyzed inside a DGR. The study scenario selected for the DGR corresponds with a clay formation located in Villarejo-Periesteban (Cuenca) since the enclosure match with all criteria establish for these facilities. For the facility design, the standards established by ENRESA and the publicly available data have been used. In the facility, heat and mass transfer phenomena have been modeled. After analyzed these results, it can be concluded that the DGR allows the correct storage and insulation of the nuclear waste, if the previous cooling time (took place in other facilities) is over 50 years.

OBJETIVOS Y ALCANCE

Se pretende identificar una serie de escenarios en los que la integridad de las barreras ingenieriles se vea comprometida y, por tanto, la seguridad del almacenamiento del combustible gastado en la instalación subterránea.

A cada uno de los escenarios evaluados se le asigna, de forma razonada, una escala temporal determinada. De este modo, se consigue agrupar en diferentes escalas de tiempo los posibles factores que puedan influir en la degradación de las barreras ingenieriles presentes en la instalación.

Tras la identificación de los escenarios y la asignación de las escalas temporales, se procede a evaluar cualitativa y cuantitativamente el efecto negativo de los factores que puedan influir en el deterioro de las barreras ingenieriles

INDICE

AGRADECIMIENTOS.....	iv
RESUMEN	v
ABSTRACT	vi
OBJETIVOS Y ALCANCE	vii
1. INTRODUCCIÓN.....	1
1.1. Centrales nucleares en España.....	1
1.2. Ciclo del combustible nuclear. Problemática de los residuos.....	2
1.3. Concepto de Almacenamiento Geológico Profundo.....	4
2. ASPECTOS FUNDAMENTALES DEL AGP	5
2.1. Tipos de AGP considerados.....	5
2.2. Barreras de ingeniería	6
2.2.1. Vainas de combustible nuclear	6
2.2.2. Elementos de combustible nuclear.....	9
2.2.3. Cápsula de almacenamiento de elementos combustibles.....	11
2.2.4. Material de relleno.....	12
2.3. Localización del combustible en el repositorio.....	14
2.4. Colocación de las cápsulas en las galerías.....	16
3. SITUACIONES DE RIESGO EN LAS BARRERAS INGENIERILES. CASOS DE ESTUDIO	17
3.1. Degradación de las vainas de combustible	17
3.2. Degradación de las cápsulas de almacenamiento	18
3.3. Casos de estudio.....	19
4. DEFINICIÓN DE EMPLAZAMIENTO PARA EL AGP	21
4.1. Criterios de selección	21
4.2. Aplicación de los criterios de selección.....	21
4.3. Selección del emplazamiento.....	25
5. BASES DE DISEÑO	27
5.1. Combustible de referencia. Tipo de reactor	27
5.2. Vainas de combustible	27
5.3. Elemento combustible	28
5.4. Potencia térmica del elemento combustible	28
5.5. Profundidad del repositorio. Temperatura de la roca alojante	29
5.6. Tasa de generación de radionucleidos del elemento combustible.....	30
5.7. Cápsula de elementos combustibles.....	31

5.8.	Bentonita.....	31
6.	MODELOS PARA LA TRANSFERENCIA DE CALOR.....	32
6.1.	Planteamiento de los modelos teóricos.....	32
6.1.1.	Modelo 1: generación de energía térmica en el combustible	33
6.1.2.	Modelo 2: cápsula de almacenamiento	36
6.1.3.	Modelo 3: bentonita	36
6.2.	Resolución de los modelos.....	38
6.2.1.	Modelo 1: generación de energía térmica en el combustible	38
6.2.2.	Modelo 2: cápsula de almacenamiento	40
6.2.3.	Modelo 3: bentonita	43
6.2.4.	Resultados para el sistema combustible-cápsula-bentonita	46
6.2.5.	Caso límite en bentonita	47
6.3.	Influencia reacciones químicas	48
7.	INCREMENTO DE LA PRESIÓN EN LA CÁPSULA TRAS DEGRADACIÓN DE LA VAINA	52
7.1.	Evolución de la presión en la vaina	52
7.2.	Evolución de la presión en la cápsula.....	55
8.	MODELO PARA LA TRANSFERENCIA DE MATERIA	57
8.1.	Planteamiento del modelo teórico	58
8.2.	Cálculos para el modelo de transferencia de materia	63
9.	CONCLUSIONES	65
10.	Bibliografía	66
	ANEXOS	68

INDICE FIGURAS

Figura 1. Localización de las centrales nucleares españolas (elaboración propia).....	1
Figura 2. Ciclo del combustible nuclear (adaptación IAEA).....	3
Figura 3. Pastillas de dióxido de uranio (UO ₂) [12]	6
Figura 4. Secciones de una vaina de combustible nuclear [17].	7
Figura 5. Vainas de combustible nuclear [12].	7
Figura 6. Configuración vaina combustible nuclear [18].	8
Figura 7. Elemento combustible para un reactor tipo BWR diseñado por General Electric [16] .	9
Figura 8. Elemento combustible para un reactor tipo PWR diseñado por Westinghouse [15].	10
Figura 9. Rejilla de un elemento combustible para colocación y sujeción de las vainas [18].	10
Figura 10. Diferentes tipos de cápsulas para almacenamiento de elementos combustibles [11]	11
.....	11
Figura 11. Estructura de la bentonita [20].	12
Figura 12. Resumen de las diferentes barreras ingenieriles en el AGP.	13
Figura 13. Disposición de las cápsulas en las galerías de almacenamiento [11]	15
Figura 14. Sobreenvase de protección radiológica para la cápsula de almacenamiento [11].	16
Figura 15. Composición teórica del combustible (excluyendo dióxido de uranio) tras un grado de quemado genérico en el reactor [14].	18
Figura 16. Períodos temporales de interés y fenómenos a estudiar.	20
Figura 17. Perímetro de localización para el AGP.	22
Figura 18. Mapa de litologías de España [21].	23
Figura 19. Búsqueda realizada para identificación de acuíferos en la provincia de Cuenca [21].	24
.....	24
Figura 20. Mapa sísmico actualizado a Marzo de 2015 [22].	25
Figura 23. Localización del AGP.....	25
Figura 22. Terreno seleccionado para albergar el AGP.	26
Figura 23. Calor generado por un elemento combustible para un grado de quemado de 40.000 MWd/tU y un enriquecimiento del combustible del 4,1% [11].	28
Figura 24. Relación de la temperatura con la profundidad en diferentes zonas del territorio español [23].	29
Figura 25. Actividad del elemento de combustible de referencia en función del tiempo transcurrido tras la descarga del reactor [11].	30
Figura 26. Cápsula de acero al carbono para almacenar elementos combustibles tipo PWR [11].	31
.....	31
Figura 27. Barreras ingenieriles consideradas en el modelo de transferencia de calor.	32
Figura 28. Evolución de theta con xi para diferentes tiempos de enfriamiento en el modelo 1.	40
.....	40
Figura 29. Evolución de theta con xi para diferentes tiempos de enfriamiento en el modelo 2.	42
.....	42
Figura 30. Evolución de theta con xi para diferentes tiempos de enfriamiento en el modelo 3.	45
.....	45
Figura 31. Evolución de theta para diferentes tiempos de enfriamiento en el conjunto combustible-cápsula-bentonita.	46
Figura 32. Evolución de la temperatura en el conjunto combustible-cápsula-bentonita.	46
Figura 33. Alcance de temperatura crítica en bentonita para tiempo de enfriamiento <50 años.	47
.....	47
Figura 34. Fracción de gases liberados a través de la pastilla [19].	53

Figura 35. Degradación de la cápsula y contacto del agua presente en la bentonita con el combustible.....	57
Figura 36. Solubilidades de los radionucleidos en el agua a una temperatura de 75°C en condiciones reductoras ($E_h < 150$ mV) [14].....	59
Figura 37. Evolución cualitativa de la concentración de radionucleidos en el sistema combustible - cápsula - bentonita.....	60
Figura 38. Concentraciones en las interfases sólido - líquido.....	61
Figura 39. Modelo cualitativo para la transferencia de materia.....	62
Figura 40. Intervalos de tiempo considerados para el estudio de la transferencia de calor y el efecto de la presión ($t_0 < 1000$ años) y para el estudio de la transferencia de materia ($t > 1000$ años).....	63

INDICE TABLAS

Tabla 1. Información de las centrales nucleares operativas en España (Fuente: Consejo de Seguridad Nuclear).....	2
Tabla 2. Elementos presentes en la matriz de combustible [14].	17
Tabla 3. Elementos de combustible nuclear gastado en cada una de las centrales nucleares españolas [8].	21
Tabla 4. Número de habitantes de los pueblos seleccionados (Fuente: INE).	22
Tabla 5. Dimensiones características de las vainas para un reactor de agua a presión (PWR) [15].	27
Tabla 6. Resultados del modelo 1 para un tiempo de enfriamiento de 50 años.	38
Tabla 7. Resultados del modelo 1 para un tiempo de enfriamiento de 100 años.	38
Tabla 8. Resultados del modelo 1 para un tiempo de enfriamiento de 1.000 años.	39
Tabla 9. Resultados del modelo 1 para un tiempo de enfriamiento de 10.000 años.	39
Tabla 10. Resultados del modelo 2 para un tiempo de enfriamiento de 50 años.	40
Tabla 11. Resultados del modelo 2 para un tiempo de enfriamiento de 100 años.	41
Tabla 12. Resultados del modelo 2 para un tiempo de enfriamiento de 1.000 años.	41
Tabla 13. Resultados del modelo para un tiempo de enfriamiento de 10.000 años.	41
Tabla 14. Resultados del modelo 3 para un tiempo de enfriamiento de 50 años.	43
Tabla 15. Resultados del modelo 3 para un tiempo de enfriamiento de 100 años.	43
Tabla 16. Resultados del modelo 3 para un tiempo de enfriamiento de 1.000 años.	44
Tabla 17. Resultados del modelo 3 para un tiempo de enfriamiento de 10.000 años.	44
Tabla 18. Entalpías de formación para los elementos de la reacción 4 [25].	50
Tabla 19. Entalpías de formación para los elementos de la reacción 5 [25].	50
Tabla 20. Resultados obtenidos para la reacción 4.	50
Tabla 21. Resultados obtenidos para la reacción 5.	50
Tabla 22. Cantidad de helio en el instante inicial.	54
Tabla 23. Presión generada en el interior de la vaina para diferentes instantes de tiempo.	54
Tabla 24. Cantidad de aire contenida en el espacio libre entre el elemento combustible y la cápsula.	55
Tabla 25. Presión generada en el interior de la cápsula.	56
Tabla 26. Resultados obtenidos para la acumulación de radionucleidos en la bentonita.	64

1. INTRODUCCIÓN

En primer lugar, previamente a estudiar el concepto de Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) y definir el problema que origina la definición del mismo, resulta necesario llevar a cabo un estudio de las centrales nucleares existentes en el parque eléctrico español.

1.1. Centrales nucleares en España

Los tipos de reactores utilizados en las centrales nucleares españolas son de agua a presión, PWR, (Almaraz I y II, Ascó I y II, Trillo, Vandellós II) y agua en ebullición, BWR, (Cofrentes) [1].

A continuación se adjunta un mapa con la localización de las centrales nucleares presentes en España (ver Figura 1) y una tabla con información relevante de las centrales actualmente operativas (ver tabla 1). A día de hoy existen cinco centrales operativas en nuestro país y una en cese de explotación (Santa María de Garoña, Burgos), que actualmente se encuentra en fase de predesmantelamiento tras la negación de la renovación de la autorización de explotación por parte del Ministerio de Industria, Energía y Turismo en agosto de 2017 [2].

De las cinco centrales operativas, Almaraz y Ascó tienen dos unidades gemelas, por lo que el número de reactores nucleares operativos en nuestro país asciende a siete. Actualmente en España se está realizando el desmantelamiento de la central nuclear de José Cabrera (PWR), situada en el municipio de Almonacid de Zorita (Guadalajara). A día de hoy, dicha central se encuentra en la fase de “desclasificación de los edificios, descontaminaciones, demoliciones y excavaciones”, previa a la fase final de clausura del edificio; mientras que la central nuclear de Vandellós I, situada en el municipio de Vandellós (Tarragona), completó su proceso de desmantelamiento en el año 2003 [3].

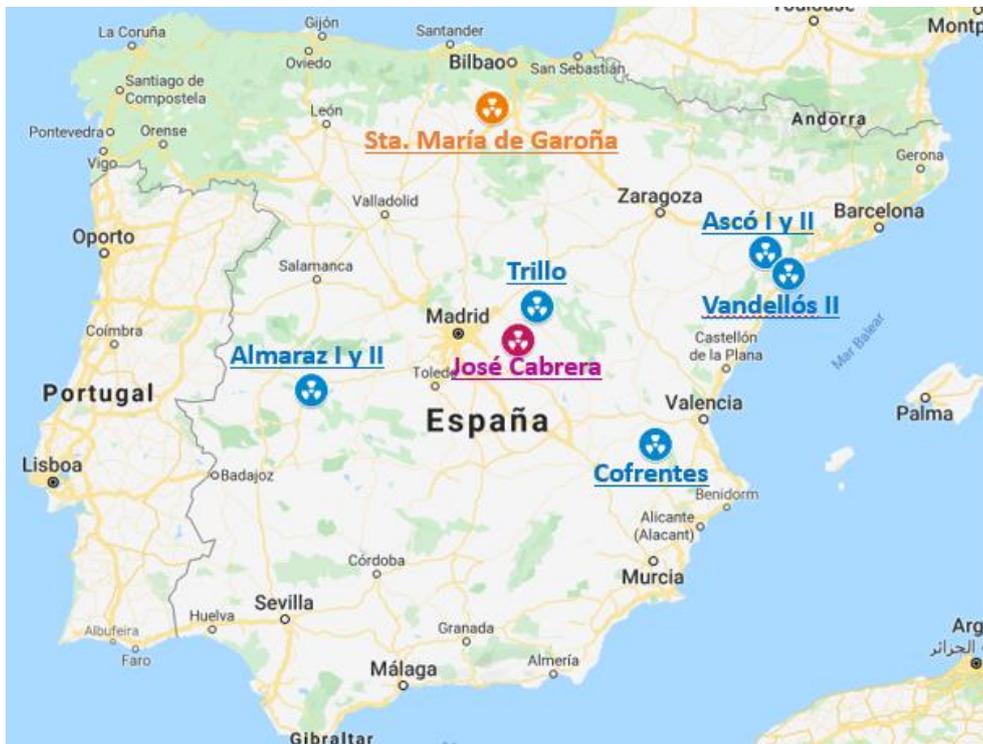


Figura 1. Localización de las centrales nucleares españolas (elaboración propia).

Tabla 1. Información de las centrales nucleares operativas en España (Fuente: Consejo de Seguridad Nuclear).

Central Nuclear	Tipo	Pot.Térmica (MWt)	Pot.Eléctrica (MWe)	Suministrador	Combustible	Autorización puesta en marcha
Almaraz I	PWR	2.947	1.049	Westinghouse	Dióxido Uranio enriquecido (UO ₂)	10/03/1980
Almaraz II	PWR	2.947	1.044	Westinghouse	Dióxido Uranio enriquecido (UO ₂)	15/06/1983
Ascó I	PWR	2.941	1.032	Westinghouse	Dióxido Uranio enriquecido (UO ₂)	22/07/1982
Ascó II	PWR	2.941	1.027	Westinghouse	Dióxido Uranio enriquecido (UO ₂)	22/04/1985
Cofrentes	BWR	3.237	1.092	General Electric	Dióxido Uranio enriquecido (UO ₂)	23/07/1984
Trillo	PWR	3.010	1.066	Siemens-KWU	Dióxido Uranio enriquecido (UO ₂)	04/12/1987
Vandellós II	PWR	2.941	1.087	Westinghouse	Dióxido Uranio enriquecido (UO ₂)	17/08/1987

1.2. Ciclo del combustible nuclear. Problemática de los residuos

Uno de los problemas que lleva consigo el uso de la tecnología nuclear y que durante décadas ha sido caso de estudio es, sin duda alguna, la generación de residuos y la gestión de los mismos. Actualmente, existen dos alternativas de gestión de combustible: el ciclo abierto y el ciclo cerrado [4].

En el ciclo abierto (*once-through*), los combustibles irradiados son considerados como residuos radiactivos de alta actividad (RAA), y por tanto deben ser almacenados de forma definitiva en formaciones geológicas profundas tras el almacenamiento temporal previo que garantice su decaimiento radiactivo y térmico (en primer lugar en las piscinas de las centrales nucleares y posteriormente en un Almacenamiento Central Temporalizado, ATC¹), hasta que el nivel de actividad de los mismos sea admisible para la biosfera.

En el ciclo cerrado, los combustibles irradiados son tratados para recuperar el uranio y el plutonio presentes, separándolos de los productos de fisión y actínidos minoritarios, con el fin de ser utilizados de nuevo como combustible nuclear en las centrales. Este nuevo combustible está formado por óxidos de uranio y plutonio y recibe el nombre de MOX.

¹ Se trata de una instalación de almacenamiento temporal previa al almacenamiento geológico profundo. Está categorizada como objetivo prioritario en el 6º Plan General de Residuos Radiactivos, aprobado en 2006 por el Consejo de Ministros y actualmente en vigor. El proyecto ha sido adjudicado a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA).

Los productos de fisión y actínidos minoritarios son almacenados de forma temporal para lograr su decaimiento radiactivo, para ser almacenados finalmente en formaciones geológicas profundas.

La elección del ciclo depende del tipo de política de cada país. Los países que han optado por la elección del ciclo cerrado son: Francia, Japón, Rusia, Reino Unido, Bélgica, China, India y Holanda. En el caso de España no se ha tomado ninguna decisión definitiva en cuanto al ciclo a seguir [5]. Aunque no se cierra la posibilidad del reprocesamiento del combustible en el extranjero, en el 6º Plan General de Residuos Radiactivos [6], se considera que tras la salida del reactor y su almacenamiento previo en las piscinas de las centrales, el combustible ha de ser almacenado en un ATC. Mientras tanto, se continúa con investigaciones centradas en el Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) y la separación de radionucleidos. Si bien, tras el cese de operación de la central de Vandellós I, España optó por reprocesar todo el combustible gastado de la misma en Francia.

Es necesario destacar que, independientemente del ciclo de gestión escogido, la existencia de un Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) es necesaria, ya sea para almacenar los residuos procedentes de las centrales sin tratamiento previo (ciclo abierto) como para los residuos procedentes del reprocesado y reciclaje del combustible gastado (ciclo cerrado).

A continuación, se resume lo anterior de forma esquemática:

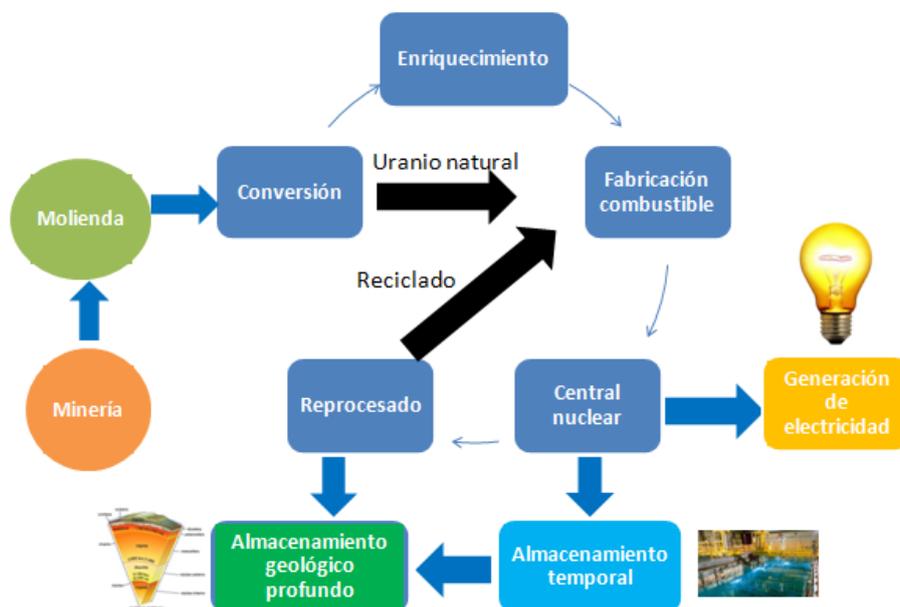


Figura 2. Ciclo del combustible nuclear (adaptación IAEA).

A finales de 2005 había almacenados en las piscinas de las centrales nucleares españolas un total de 19.571 elementos combustibles (11.311 de reactores tipo PWR y 8.260 de reactores tipo BWR), que equivale a 6.674 toneladas de uranio, que unidas a las 98 toneladas existentes en el

Almacén Temporal Individualizado² (ATI) de la C.N. Trillo hacen un total de 6.772 toneladas [6]. Dichos residuos son considerados como residuos de alta actividad.

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en la Instrucción IS-29 sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible nuclear y residuos de alta actividad (RAA) [7], define los RAA como aquellos que contienen concentraciones apreciables de radionucleidos emisores alfa de vida larga y/o emisores beta-gamma con períodos de semidesintegración superiores a 30 años, que pueden generar calor por efecto de la desintegración radiactiva, dada su elevada actividad específica, de modo que es necesario gestionar dichos residuos, con el objetivo de evitar la interacción de los mismos con la biosfera.

A lo anterior es necesario añadir que, de acuerdo al incumplimiento del contrato firmado entre España y Francia para el reprocesamiento de los residuos procedentes de la Central Nuclear de Vandellós I, a partir de Junio del año 2016, el Gobierno de España está pagando una cuantía de 70.000 € diarios correspondiente a los costes derivados de la penalización por incumplimiento de contrato, al no poder retornar a España los residuos correspondientes al reprocesado de combustible de la central [8].

1.3. Concepto de Almacenamiento Geológico Profundo

Tras ser descargados del núcleo del reactor, los residuos radiactivos de alta actividad, definidos en el punto anterior, son potencialmente peligrosos para la salud humana y el medio ambiente. Por tanto, ha de evitarse que la interacción biosfera – residuos tenga lugar.

De acuerdo al ciclo del combustible nuclear (ver Figura 2), la última etapa se corresponde con el almacenamiento en seco de forma definitiva del combustible nuclear gastado, alternativa de gestión que es objeto de estudio de este proyecto.

El concepto de AGP, se define como *“una forma de eliminar definitivamente los residuos mediante su colocación en un repositorio adecuado. Los medios y medidas de aislamiento correctamente diseñados garantizan que, una vez sellado y abandonado el repositorio, no será necesario emprender trabajos posteriores de mantenimiento o vigilancia ni acciones preventivas o correctoras”* [9].

La característica que define al AGP, en contraposición al almacenamiento temporal, es que no existe la intención de recuperar el material residual y no existe o es mínima la dependencia de controles activos de la instalación a largo plazo. Es decir, la instalación de almacenamiento definitivo se cierra y sella sin ser necesaria la existencia de una instalación adicional en funcionamiento en la superficie, permitiendo así que el almacenaje de los residuos en estas instalaciones sea permanente. En cualquier caso, siempre existe la opción de mantener vigilada la instalación de almacenamiento y su medio ambiente circundante durante el período que se estime necesario, y la instalación puede ser diseñada de manera que en el futuro se pueda recuperar el material guardado si fuera necesario [10].

² Se trata de una instalación situada en la propia central, que tiene como objetivo albergar combustible nuclear gastado para resolver, parcialmente, el problema de saturación de las piscinas de combustible.

2. ASPECTOS FUNDAMENTALES DEL AGP

2.1. Tipos de AGP considerados

En primer lugar, se definen los dos tipos de almacenamiento geológico profundo considerados como referencia en este proyecto: el almacenamiento en terreno de arcilla y en granito.

Hay que señalar que el modo de almacenamiento de los residuos en el repositorio (descrito en el siguiente punto), es común para ambos tipos de roca. Sin embargo, existen diferencias en cuanto a propiedades físicas, térmicas e hidráulicas se refiere [11]:

- **Formación de arcilla:**
 - Densidad "in situ": 2.210 (kg/m³)
 - Porosidad: 31%
 - Contenido en agua (% peso): 15,14%
 - Conductividad térmica: 1,5 (W/Mk)
 - Calor específico: 1.117 (J/kg^{°C})
 - Gradiente geotérmico: 0,03 (°C/m)
 - Temperatura media anual superficie: 10 °C.
 - Permeabilidad: $4,2 \cdot 10^{-12}$ (m/s)

- **Formación de granito:**
 - Densidad "in situ": 2.630 (kg/m³)
 - Porosidad: 0,001-0,01%
 - Conductividad térmica: 3,56 (W/Mk)
 - Calor específico: 750 (J/kg^{°C})
 - Gradiente geotérmico: 0,35 (°C/10m)
 - Temperatura media anual superficie: 10 °C.
 - Permeabilidad (0-200 m/ 200-700 m): $1 \cdot 10^{-6}$ (m/s)/ $1 \cdot 10^{-11}$ (m/s)

Como puede observarse, una diferencia fundamental entre los dos tipos de formaciones consideradas es la permeabilidad de las mismas, es decir, la capacidad del medio rocoso para que el agua fluya a través de sus huecos, siendo mayor en formaciones de granito. Esta característica, va a definir la profundidad del repositorio, estableciéndose que la profundidad en formaciones de arcilla es menor que en formaciones de granito, siendo las profundidades de referencia las siguientes [11]:

- Profundidad AGP arcilla: 250 metros
- Profundidad AGP de granito: 700 metros

2.2. Barreras de ingeniería

Con el fin de evitar que los radionucleidos alcancen la biosfera, se propone una solución basada en el concepto de barreras múltiples [11]. Dicho sistema de barreras consiste en las vainas que albergan el combustible en sí, la cápsula que contiene los elementos combustibles con dichas vainas, una material de relleno, un sellado y la roca madre propia del lugar donde se localice el almacenamiento (granito, arcilla).

A continuación, se realiza una breve descripción de cada una de estas barreras.

2.2.1. Vainas de combustible nuclear

En España, la Empresa Nacional del Uranio S.A. (ENUSA) se encarga de la fabricación y suministro de los elementos combustibles necesarios para la operación de los reactores nucleares [12].

Para los reactores utilizados en el caso español (PWR y BWR) [1], el combustible utilizado consiste en pastillas cilíndricas de dióxido de uranio (ver Figura 3), introducidas en tubos con un revestimiento de zircaloy, dando lugar a la vaina de combustible.

Las dimensiones de dichas pastillas dependen del tipo de reactor utilizado, aunque genéricamente engloban un diámetro comprendido entre 0,3 centímetros y 1,25 centímetros y una longitud que va desde 1 centímetro hasta 1,65 centímetros [13], con un peso aproximado de 7 gramos [14].



Figura 3. Pastillas de dióxido de uranio (UO₂) [12]

Una vez fabricadas las pastillas son introducirlas en los tubos de zircaloy. Según el procedimiento seguido por ENUSA, los tubos de zircaloy son soldados previamente con un tapón por la parte inferior para, posteriormente proceder a cargarlos con las pastillas de combustible. Para prevenir que durante las operaciones de manipulación tenga lugar el deslizamiento de las pastillas en el interior del tubo, se introduce un muelle de compresión situado entre la parte superior de la pila de pastillas y el tapón superior.

Finalmente, para incrementar la seguridad de las barras, se procede a presurizar el interior del tubo con un gas inerte (generalmente helio) con el fin de evitar el colapso de las mismas debido a la elevada diferencia de presión entre el agua de refrigeración que circula por el reactor, superior a 140 bar en el caso de PWR [15] y 60 bar en el caso de BWR [16], y el interior de la vaina. Una vez realizado esto se procede a soldar el tapón superior, quedando terminada la vaina de combustible. Destacar que el diámetro de las pastillas es ligeramente inferior al diámetro final de la vaina, puesto que existe una pequeña capa de gas inerte.

En la Figura 4 se muestra un corte de la vaina, con medidas orientativas de las distintas secciones y en la Figura 5 [12] queda reflejado como sería la estructura de la vaina finalmente.

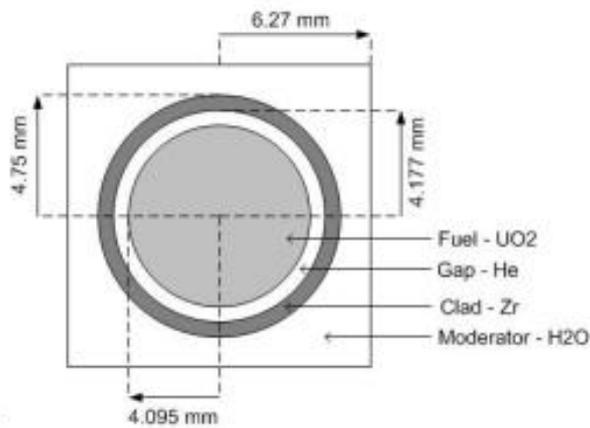


Figura 4. Secciones de una vaina de combustible nuclear [17].

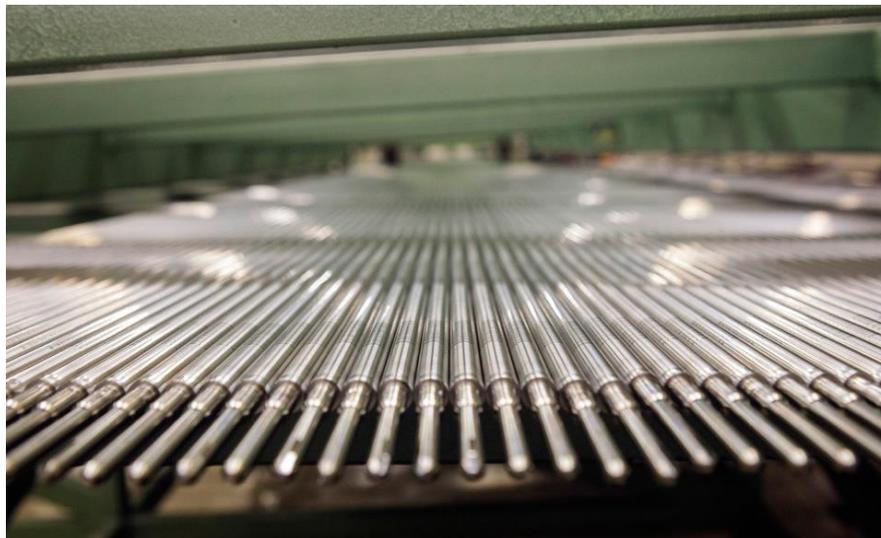


Figura 5. Vainas de combustible nuclear [12].

Tal y como se ha comentado previamente, las pastillas de combustible no ocupan todo el volumen de la vaina, sino que existe un volumen interior ocupado por gas inerte (helio). Este gas ocupa la parte superior de la vaina y el hueco que se encuentra entre el revestimiento de zircaloy y la pastilla de combustible (ver Figura 6) [18].

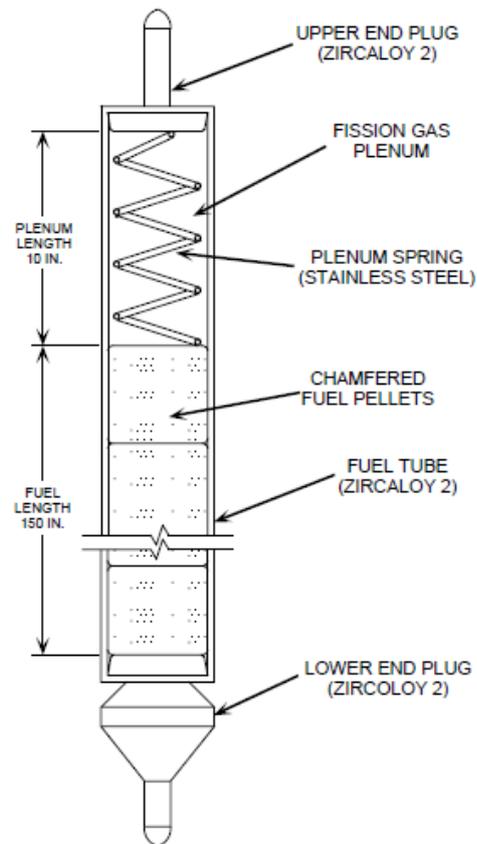


Figura 6. Configuración vaina combustible nuclear [18].

Es importante señalar, que la integridad de las vainas está garantizada para un periodo máximo de 100 años [19], debido a la degradación del revestimiento de zircaloy de las vainas (fenómeno explicado en el punto 3.1).

Además, se adelanta que, la presencia de helio en el interior de la vaina es un factor importante a tener en cuenta en lo que a sobrepresión en el sistema se refiere, siendo de interés de estudio en este proyecto.

2.2.2. Elementos de combustible nuclear

La primera barrera ingenieril, como se ha comentado previamente, consiste en las propias vainas que albergan las pastillas de combustible nuclear y el elemento combustible que contiene dichas vainas. Este elemento, puede definirse como el esqueleto que contiene al conjunto de vainas y el cual va a ser introducido en las cápsulas de almacenamiento (dichas capsulas son descritas posteriormente).

La estructura del elemento de combustible varía en función del tipo de reactor utilizado. Para el caso español, tal y como se ha comentado en el primer punto de introducción, los reactores utilizados son de agua a presión (PWR) y agua en ebullición (BWR) [1], presentando la siguiente estructura:

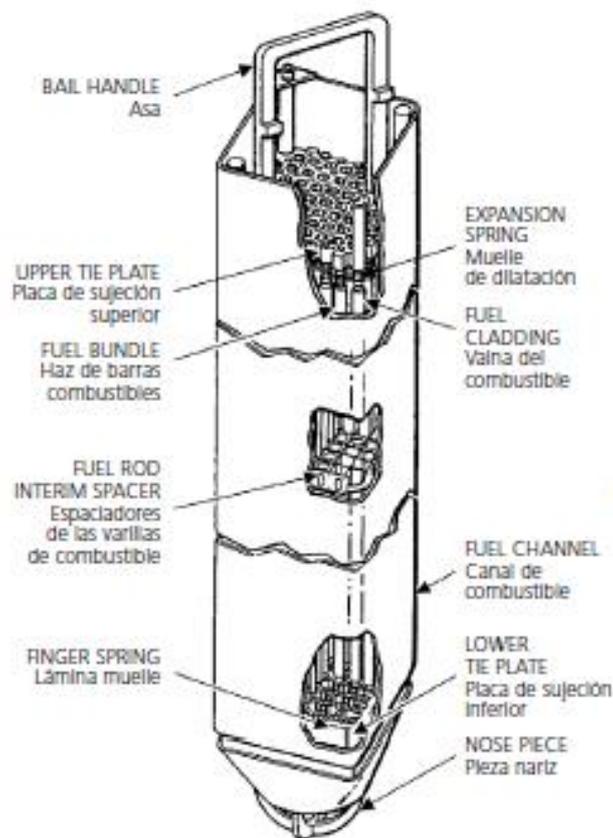


Figura 7. Elemento combustible para un reactor tipo BWR diseñado por General Electric [16]

Cada haz de barras combustibles cuenta con 64 barras distribuidas en una matriz cuadrada de 8x8, con una base cuadrada de 133 x 133 mm y apoyadas sobre los platos de sujeción superior e inferior, con una longitud aproximada de 4,2 metros [16].

Para el caso de un reactor de tipo agua a presión (PWR) la estructura es diferente a la anterior, tal y como se muestra en la siguiente Figura 8 [15].

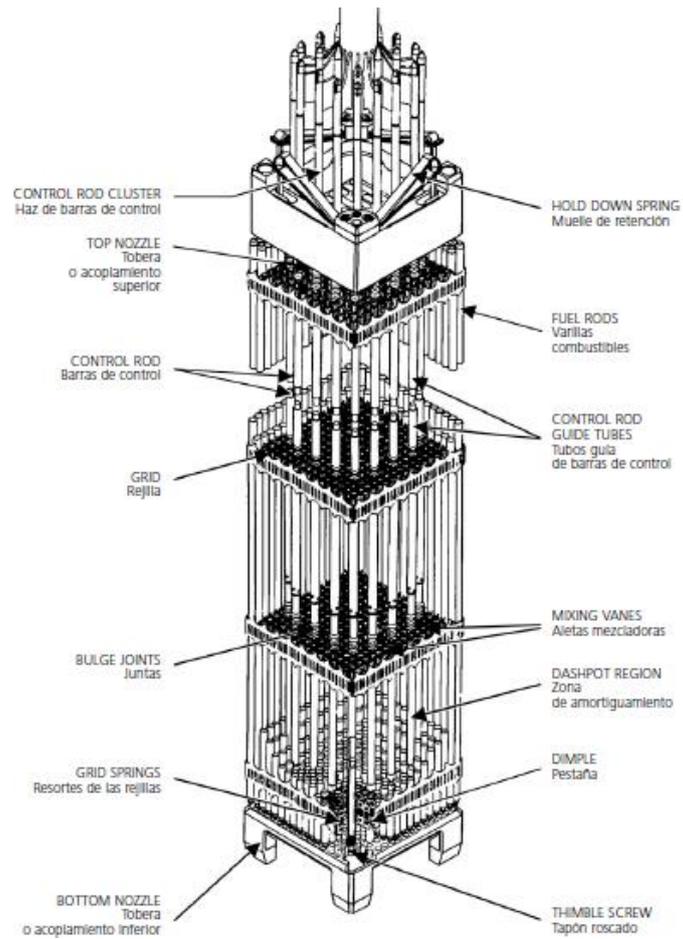


Figura 8. Elemento combustible para un reactor tipo PWR diseñado por Westinghouse [15].

En este caso las barras se disponen en una matriz de 17x17, habiendo aproximadamente un total de 264 barras por elemento combustible, con unas dimensiones de 214 mm x 214 mm (base cuadrada) y una altura aproximada de 4,5 metros [15].

Los elementos anteriores (PWR y BWR) están diseñados con el objeto de que, durante su tiempo en el reactor y posteriormente en las piscinas de almacenamiento, el agua circule por los mismos y refrigere las vainas de combustible, existiendo un espacio libre entre las vainas (ver Figura 9 [18]).

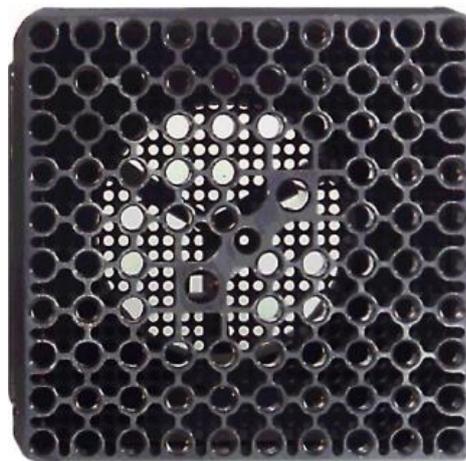


Figura 9. Rejilla de un elemento combustible para colocación y sujeción de las vainas [18]

2.2.3. Cápsula de almacenamiento de elementos combustibles

La siguiente barrera de ingeniería la proporciona la cápsula que alberga los elementos combustibles definidos anteriormente.

Dichas cápsulas cuentan con una capacidad variable para almacenar elementos de combustible. El material de dichas cápsulas varía en función del país en cuestión, pero en el caso español, se ha seleccionado el acero al carbono como posible candidato, por ser mecánicamente resistente y presentar un comportamiento frente a la corrosión bueno y predecible [11]. Existen alternativas como el cobre (termodinámicamente estable), con una gran resistencia a la corrosión, pero presenta el inconveniente de poseer una resistencia mecánica inferior y de estar fabricado mediante soldaduras; y el titanio, que presenta una resistencia elevada a la corrosión, pero presentan el inconveniente de fragilizarse en presencia de hidrógeno [14].

Existen varios diseños para las cápsulas de almacenamiento de combustible, en función del tipo de combustible a almacenar y de la formación geológica en la que se encuentre el repositorio (ver Figura 10 [11]).

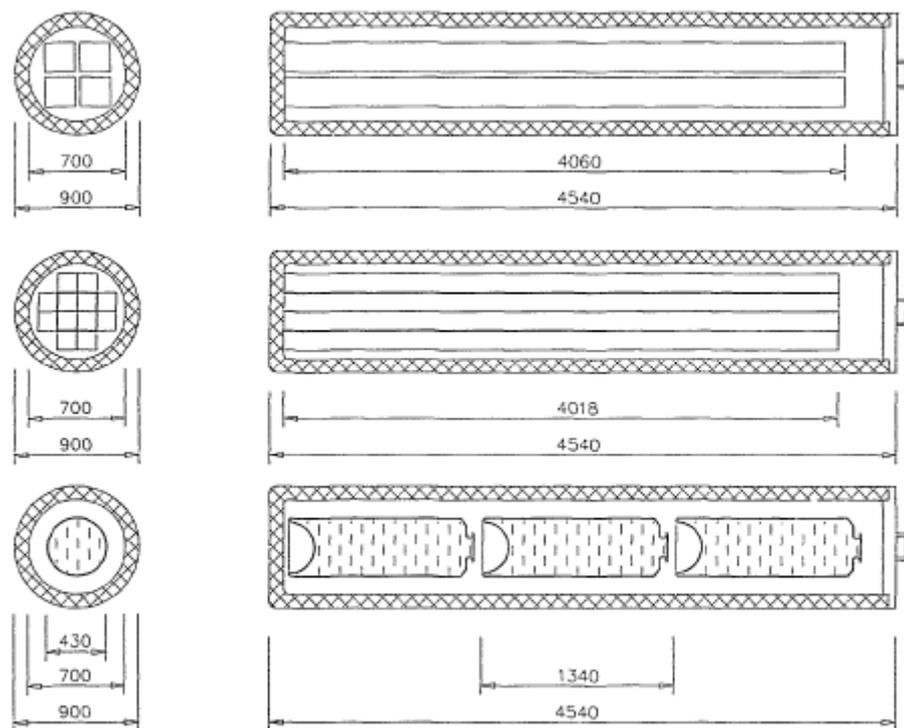


Figura 10. Diferentes tipos de cápsulas para almacenamiento de elementos combustibles [11]

En cuanto a las cápsulas, se considera que estas son capaces de garantizar un tiempo de protección mínimo de 1000 años, conservando su integridad [11]. La consecuencia de su degradación se explica en el punto 3.2.

2.2.4. Material de relleno

La siguiente barrera de ingeniería consiste en un material de relleno, que tiene la función de constituir una zona de protección mecánica y química para las cápsulas de almacenamiento mencionadas anteriormente, limitando el flujo de agentes agresivos que puedan provocar corrosión (por ejemplo el agua freática) en la superficie de la cápsula y den lugar a la corrosión y degradación de la misma.

Para el caso de estudio, se considera como material de relleno en una capa de bentonita relativamente gruesa, de unos 0,75 metros de espesor a ambos lados de la cápsula [11]. Las propiedades de la bentonita la hacen óptima para el sellado de las cápsulas en las galerías: baja permeabilidad ($\approx 3 \cdot 10^{-14}$ m/s) (minimiza la llegada del agua), conductividad térmica moderada (0,6-1,4 W/mK) (disipa el calor) y capacidad de succión elevada (capacidad de absorber y retener agua por parte de la arcilla, cuando esta no está saturada) [11].

Una de las funciones más importantes de la bentonita es la de limitar el transporte de radionucleidos una vez la cápsula se haya degradado y deje de realizar su función. El proceso de retención principal es mediante intercambio iónico, tal y como se comenta a continuación. Dicho material de relleno supone la barrera ingenieril entre la cápsula y la roca natural del repositorio.

El principal componente de la bentonita es un filosilicato llamado montmorillonita (hidroxilisilicato hidratado compuesto principalmente por sodio, calcio, aluminio y magnesio), perteneciente a las esmectitas [20]. La estructura de la montmorillonita (ver Figura 11 [20]), al ser un silicato, es el resultado de una determinada organización de grupos SiO_4 , de forma tetraédrica (átomo de sílice en el centro de un tetraedro con átomos de oxígeno en los vértices). Al ser un filosilicato, estos tetraedros se unen formando estructuras laminares, que de una forma muy sencilla se describirán como dos capas de tetraedros de SiO_4 , entre las cuales se ubica una capa de octaedros, que contiene Al, Mg y Fe rodeados de oxígeno. Las láminas anteriores, se conectan entre sí a través de láminas de cationes intercambiables, siendo el catión dominante el sodio (Na^+).

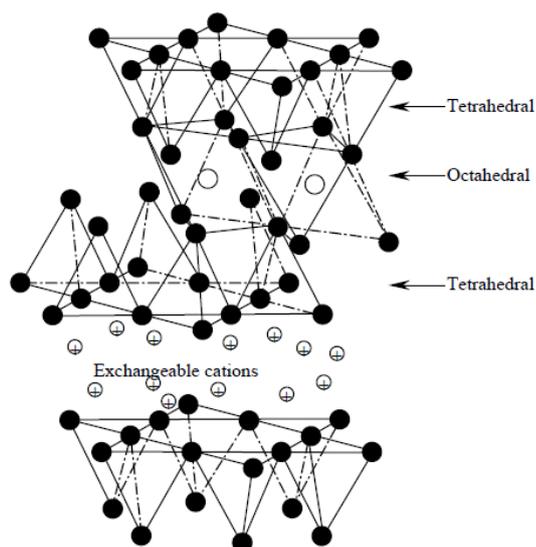


Figura 11. Estructura de la bentonita [20].

En función de los cationes ubicados en la capa octaédrica, las superficies externas de los tetraedros estarán cargadas negativamente en mayor o menor medida. Para neutralizar dichas cargas superficiales negativas, cuando unas láminas se apilan sobre otras, existe entre ellas una cantidad de cationes que las neutraliza. A la cantidad de cationes necesarios para compensar las cargas superficiales negativas se le denomina capacidad de intercambio iónico [14], siendo este el proceso que se va a tener en cuenta en este proyecto como responsable de la retención de radionucleidos.

Señalar que, dicha lámina de cationes intercambiables supone el “camino” principal de difusión de radionucleidos a través de la bentonita y es en ella donde tiene lugar la absorción del agua [20]. Cuando la bentonita seca entra en contacto con el agua, esta se absorbe en la región intralaminar anterior, dando lugar a la hidratación de los cationes intercambiables.

Si el catión intercambiable (Na^+) es hidratado en gran medida, la repulsión entre las láminas será más elevada y la expansión será mayor, dando lugar al fenómeno conocido como “hinchamiento” [20]. Debido a esto, consecuencia directa de la capacidad de succión de la bentonita, tiene lugar el sellado completo del repositorio. De esta forma, los huecos libres existentes en el sistema elemento – cápsula – bentonita, quedan completamente sellados.

Puesto que el espacio disponible para expandirse es muy limitado, la bentonita se vuelve muy compacta, asemejándose al hormigón, de modo que se puede asumir que, aunque haya presencia de agua, el transporte de radionucleidos en la bentonita va a ser por difusión [20].

Todo lo anterior, resulta de vital importancia tenerlo presente en el punto 8, referente al modelado de transferencia de materia.

En cuanto a limitaciones se refiere, para garantizar la estabilidad y correcto funcionamiento de esta barrera, se establece que en ningún caso se han de superar los 100°C en la bentonita. Esto se debe a que por encima de esta temperatura, cuando la arcilla no está saturada de agua, puede tener lugar la deshidratación de la misma, lo que da lugar a la fracturación de la bentonita [11].

Dicha limitación será objeto de estudio en el modelado de transferencia de calor.

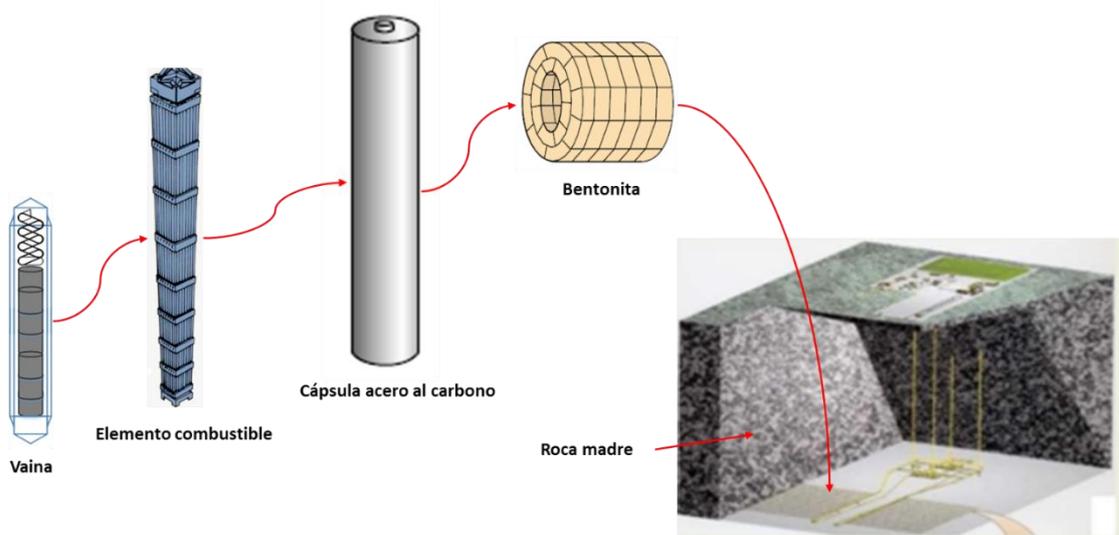


Figura 12. Resumen de las diferentes barreras ingenieriles en el AGP.

2.3. Localización del combustible en el repositorio

Una de las características que va a definir el AGP, además de las cápsulas utilizadas, es el modo de almacenamiento de los residuos, teniéndose las siguientes alternativas [11]:

- Almacenamiento en galería: el almacenamiento de residuos tiene lugar de forma secuencial a lo largo del eje de la galería de almacenamiento. Las cápsulas que contienen los elementos de combustible nuclear gastado se colocan horizontalmente.
- Almacenamiento en pozo: las cápsulas que contienen los elementos de combustible nuclear gastado son emplazadas en pozos verticales excavados desde la solera de la galería de almacenamiento.

Los estudios realizados en España, han sido llevados a cabo para un almacenamiento en galería, con cápsulas de acero al carbono para almacenar los elementos de combustible nuclear gastado [11].

Las instalaciones subterráneas de almacenamiento (ver Figura 13 [11]) disponen de dos áreas de almacén, una de mayor extensión destinada a los residuos de alta actividad y otra destinada a los residuos de media actividad (área almacén RMA en Figura 13). Señalar que ambas instalaciones han de estar debidamente separadas, para evitar interacciones.

El repositorio consiste principalmente en un sistema de galerías paralelas para el almacenamiento definitivo de las cápsulas que contienen los elementos de combustible nuclear gastado. El área de almacenamiento, al igual que la profundidad (ver punto 2.1), es función del tipo de AGP seleccionado (granito o arcilla), teniéndose las siguientes dimensiones de referencia:

- Superficie de almacenamiento AGP arcilla: 2,5 km²
- Superficie de almacenamiento AGP granito: 4,1 km²

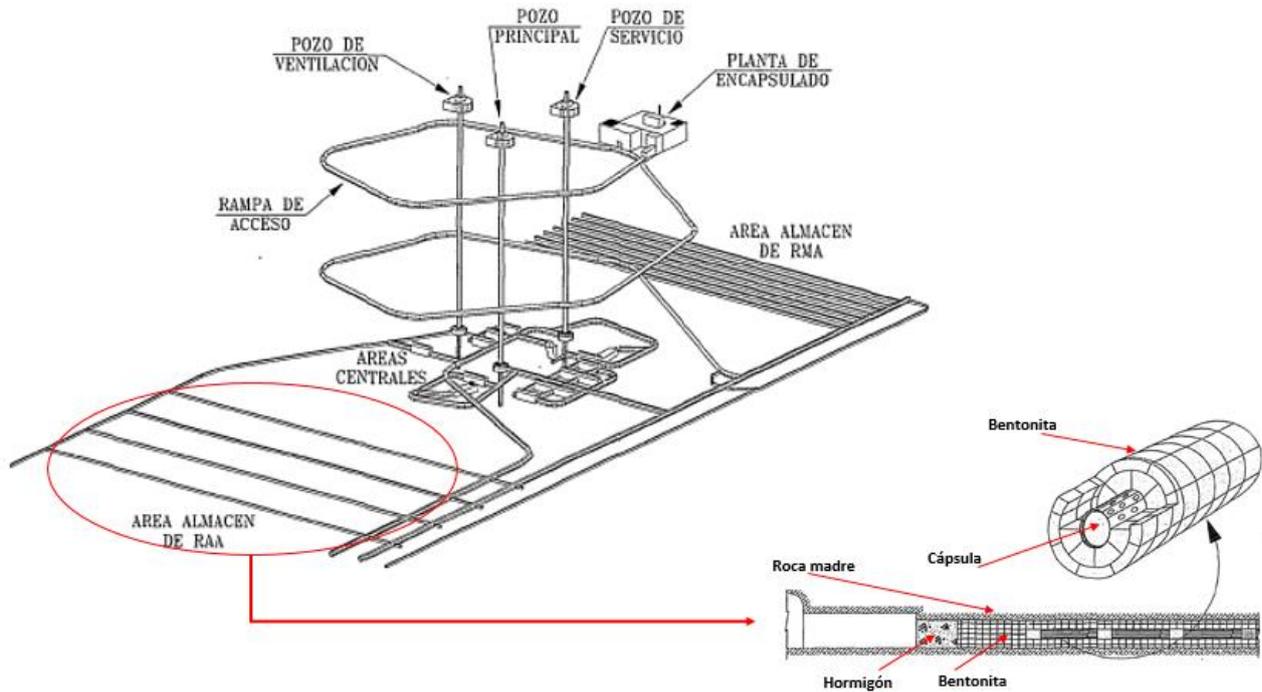


Figura 13. Disposición de las cápsulas en las galerías de almacenamiento [11]

En el área de almacenamiento, las cápsulas se emplazan horizontalmente en un sistema de galerías de, aproximadamente, 2,4 metros de diámetro y 500 metros de longitud [11].

La rampa de acceso permite el transporte de las cápsulas desde la superficie hasta las instalaciones subterráneas, sirviendo también como entrada de aire al interior del repositorio, contándose, además con al menos dos pozos de ventilación, cuya utilidad es garantizar la entrada de aire y vías de salida de emergencia [9].

2.4. Colocación de las cápsulas en las galerías

La colocación de las cápsulas en las galerías de almacenamiento no es un proceso simple, sino que requiere la realización de un conjunto secuencial de actividades de acondicionamiento, sellado de la galería y transporte de la cápsula desde el lugar de preparación de la misma hasta la galería correspondiente [11].

La actividad inicial consiste en la preparación de la galería, es decir, del recinto que va a albergar las cápsulas de almacenamiento. Dicha galería es recubierta con el material de sellado (capas de bentonita superpuestas), dejando un hueco cilíndrico ligeramente superior al diámetro de la cápsula. Se coloca un tubo guía en el interior, para facilitar la introducción de las cápsulas en el hueco cilíndrico de la bentonita.

Una vez se finaliza el acondicionamiento de la galería, se procede al traslado de la cápsula de almacenamiento. Hay que señalar que tras la introducción de los elementos combustibles en la cápsula, esta es recubierta por un sobreenvase radiológico (ver Figura 14 [11]) para garantizar un transporte seguro desde la planta de encapsulado hasta la galería de almacenamiento.

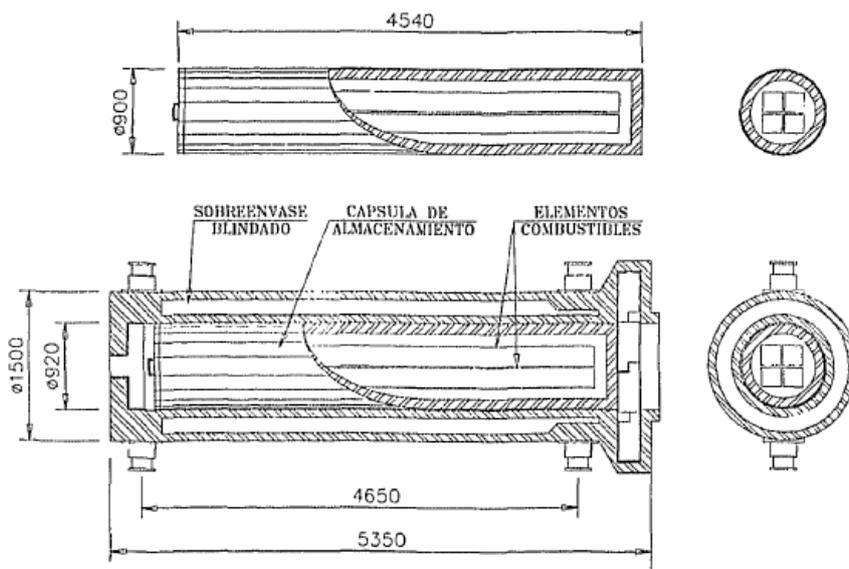


Figura 14. Sobreenvase de protección radiológica para la cápsula de almacenamiento [11].

El transporte de la cápsula tiene lugar a través de la galería principal hasta el área central de la galería de almacenamiento, en el cual se transfiere mediante un pórtico grúa a un carro transportador. Seguidamente, una locomotora se acopla al pórtico grúa y empuja el conjunto a lo largo de la galería de almacenamiento. Una vez se produce la alineación entre el envase radiológico y el emplazamiento definitivo donde dicha cápsula va a ser almacenada, se procede a retirar el envase radiológico y a introducir, con ayuda de un pistón hidráulico, la cápsula en el interior de la galería.

Finalmente, una vez introducidas todas las cápsulas, se procede a sellar la galería de almacenamiento con un tapón de hormigón que, junto con el blindaje de la bentonita, es suficiente para garantizar un blindaje radiológico que permita continuar con el almacenamiento en el resto de galerías.

3. SITUACIONES DE RIESGO EN LAS BARRERAS INGENIERILES. CASOS DE ESTUDIO

En este punto, se pretende identificar qué situaciones pueden poner en riesgo la integridad de las barreras ingenieriles descritas anteriormente, que llevaría consigo la liberación de los radionucleidos contenidos en las mismas.

En el punto anterior, se ha establecido un límite de integridad a dos de las barreras ingenieriles: las vainas de combustible gastado y las cápsulas de almacenamiento de los elementos combustibles. Se pretende valorar si estas acciones tienen un efecto significativo sobre el repositorio y de qué forma podrían afectar al mismo.

El caso de rotura de las vainas, a priori, podría tener consecuencias directas sobre la siguiente barrera de ingeniería, la cápsula de almacenamiento. En cuanto a las cápsulas, se considera que la degradación de las mismas va acompañada²³ de otro fenómeno: la presencia de agua en el repositorio, encontrándose esta absorbida en la bentonita.

3.1. Degradación de las vainas de combustible

En cuanto al revestimiento de zircaloy de las vainas, estudios llevados a cabo afirman que no es posible asegurar la integridad del revestimiento para un período superior a 100 años [17]. Esto se debe a que durante el tiempo que los elementos combustibles han estado en contacto con el agua de refrigeración en el reactor, ha tenido lugar una oxidación del zirconio con el agua, a una temperatura aproximada de 300°C, dando lugar a la formación de un óxido sólido en la superficie del metal [17]:



El efecto de dicha rotura se traduce en una liberación de radionucleidos al interior de la cápsula de almacenamiento. En caso de no existir agua, los radionucleidos que se liberan son aquellos que se encuentran en estado gaseoso. Durante el proceso de quemado en el reactor, tiene lugar la generación de los siguientes elementos [14]:

Tabla 2. Elementos presentes en la matriz de combustible [14].

Gases y elementos volátiles	Kr, Xe, Br, I
Precipitados metálicos	Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Te
Fases oxidadas y precipitadas	Rb, Cs, Ba, Zr, Nb, Mo, Te
Otros disueltos en la matriz	Sr, Zr, Nb

De los elementos anteriores, la distribución en peso (excluyendo al dióxido de uranio), tras un grado de quemado en el reactor de 40.000 MWd/tU³, se muestra en la Figura 15 [14].

³ El grado de quemado en el reactor se refiere a la energía generada por el combustible durante su permanencia en el mismo, debido a las reacciones nucleares en cadena. Sus unidades son Megavatio-día por tonelada de uranio [14].

Si se tiene en cuenta el dióxido de uranio, este último representa el 96%, frente al 1% del plutonio y el 3% de actínidos (neptunio y americio principalmente). Los porcentajes anteriores son en peso.

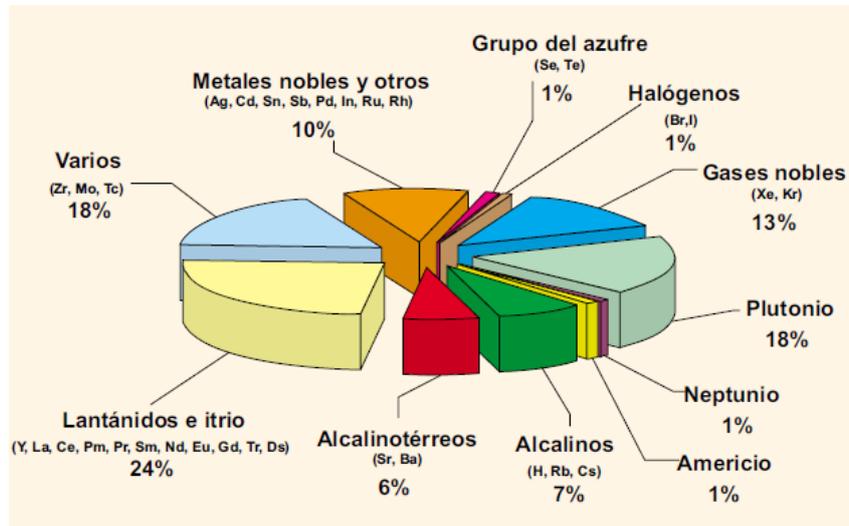


Figura 15. Composición teórica del combustible (excluyendo dióxido de uranio) tras un grado de quemado genérico en el reactor [14].

A lo anterior hay que añadir que en el interior de las vainas existe helio, introducido para presurizar las mismas durante el proceso de fabricación (ver punto 2.2.1). Por tanto, la degradación de las vainas puede originar una sobrepresión considerable en el interior de la cápsula. Esta liberación de gases y consecuente incremento de la presión es evaluado en el punto 7.

3.2. Degradación de las cápsulas de almacenamiento

Como se ha comentado anteriormente, se asume una vida útil de las cápsulas de almacenamiento de 1000 años [11]. A partir de dicho instante tiene lugar la degradación de la cápsula, cuya consecuencia directa, a priori, sería la entrada en contacto de los elementos químicos descritos anteriormente con la siguiente barrera, la bentonita. Sin embargo, al principio de este punto se ha comentado que la degradación de las cápsulas viene acompañada de otro fenómeno, la presencia de agua en el repositorio.

Señalar que dos de los objetivos de este proyecto son, por un lado, estudiar la transferencia de materia (en el caso de que exista contacto directo del agua con los elementos de combustible nuclear gastado) y, por otro, la transferencia de calor en el repositorio. Se asume que, debido a fenómenos geológicos especiales, ha tenido lugar la generación de grietas en la roca madre, en zonas próximas a donde se encuentra el repositorio, produciéndose una circulación de agua hasta el mismo.

De acuerdo con lo redactado en puntos anteriores, la primera barrera ingenieril existente entre la roca madre y el repositorio es la bentonita. El movimiento del agua hacia la bentonita se ve favorecido por la elevada capacidad de succión de esta, propiedad por la cual la bentonita estará absorbiendo agua hasta la saturación de la misma, como se ha comentado anteriormente.

Descrito lo anterior, una vez el agua alcance la superficie de la cápsula, pueden tener lugar dos situaciones diferentes:

1. Las cápsulas aún no se encuentran degradadas, es decir, el intervalo de tiempo correspondiente es inferior a 1000 años desde que ha tenido lugar la clausura del repositorio. En este caso, una vez la bentonita quede saturada de agua, esta empieza a estar en contacto con la superficie de acero al carbono de las cápsulas, actuando como oxidante frente al hierro del acero al carbono de las mismas, teniéndose que las reacciones simplificadas del proceso son las siguientes [14]:



2. Las cápsulas ya se encuentran degradadas, es decir, han pasado más de 1000 años desde que tuvo lugar la clausura del repositorio. En este caso, el agua penetra en el interior de las cápsulas, entrando en contacto directo con los elementos de combustible nuclear gastado.

3.3. Casos de estudio

De acuerdo con la situación 1 del punto anterior, los productos de degradación formados son la magnetita (Fe_3O_4) y la gohetita ($Fe(OH)_2$), además de hidrógeno gaseoso. Hay que señalar que estas reacciones son dominantes a pH alcalino (>7) y la formación de una mayor o menor cantidad de los productos anteriores estará relacionada con las condiciones redox [14].

Por tanto, aunque las cápsulas aún no se encuentren degradadas, las reacciones anteriores facilitan la degradación de las mismas a una velocidad de corrosión generalizada de $6\mu\text{m/año}$ para aguas de tipo graníticas [14]. De modo que la degradación de las cápsulas puede verse acelerada.

Sin embargo, aunque se estuviera en la situación 1, la velocidad de corrosión ($6\mu\text{m/año}$) es extremadamente baja, si se compara con el espesor de la cápsula estimado en puntos anteriores ($\approx 0,48$ metros), de modo que no resulta lógico estudiar un período de tiempo inferior a los 1000 años para la penetración de agua en la cápsula.

En la siguiente Figura, se resumen los fenómenos de interés que tienen lugar durante los dos períodos establecidos, siendo t_0 el tiempo en el que se almacenan los elementos en el AGP y se clausura el repositorio, correspondiéndose con un tiempo mínimo de 50 años de enfriamiento y decaimiento radiactivo previo de los elementos combustibles (en las piscinas de almacenamiento de las centrales y/o en el ATC).

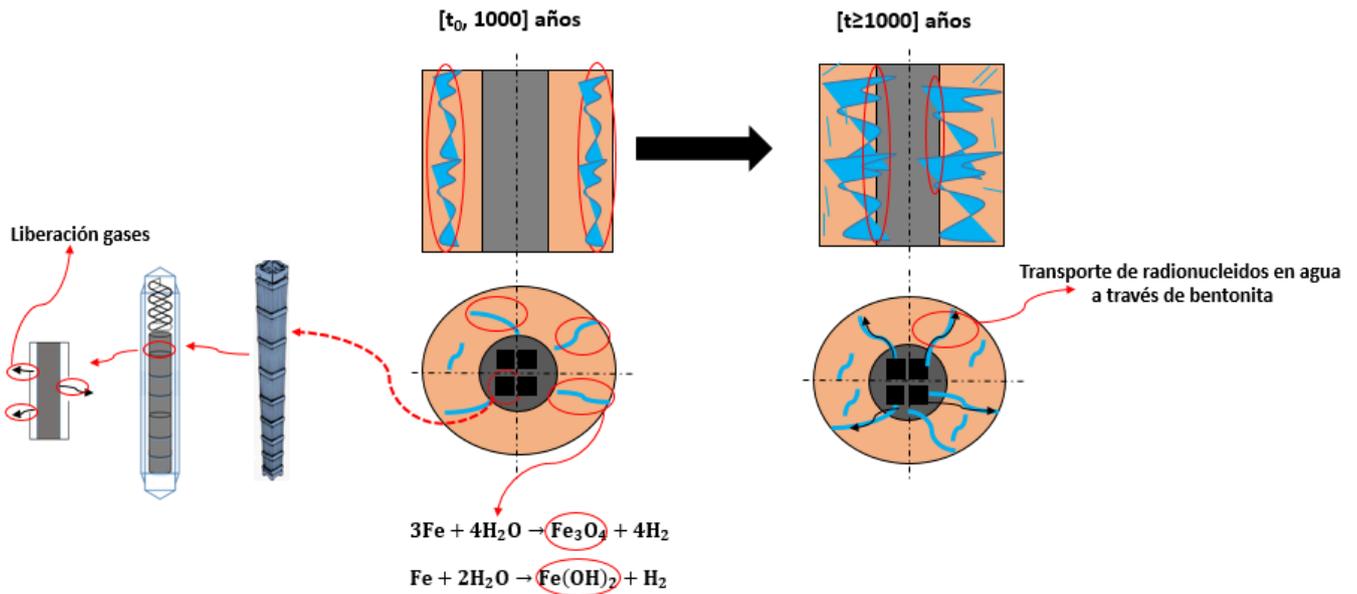


Figura 16. Periodos temporales de interés y fenómenos a estudiar.

Por tanto, períodos inferiores a 1000 años, pueden ser de interés de estudio únicamente para estudiar la evolución de la temperatura a lo largo de las barreras de ingeniería (*modelo transferencia de calor*) y garantizar que en ningún caso, se superan los **100°C** en ningún punto de la bentonita y para estimar la presión que originaría la liberación de los gases en el interior de la cápsula, como consecuencia de la degradación de las vainas. Para el estudio de la transferencia de materia, se evalúan períodos de tiempo superiores a 1000 años, es decir, cuando es posible que el agua entre en contacto con el combustible.

4. DEFINICIÓN DE EMPLAZAMIENTO PARA EL AGP

En este punto se llevan a cabo una serie de criterios, con el objetivo de definir un emplazamiento para el AGP en territorio español.

4.1. Criterios de selección

Los criterios que se han tenido en cuenta para la selección de la localización del AGP son los siguientes:

- El AGP ha de estar situado en un terreno de arcilla o granito.
- Se han de minimizar las distancias de transporte por carretera, de modo que el AGP ha de estar localizado cerca de las centrales nucleares existentes.
- Se debe evitar la existencia de acuíferos en la zona, sobre todo en las profundidades de diseño consideradas para el AGP (ver punto 2.1)
- El riesgo sísmico ha de ser mínimo en la zona seleccionada para el repositorio.
- La población en la zona ha de ser reducida, con el fin de garantizar el rápido aislamiento y clausura de la zona afectada en caso de accidente.
- El área disponible ha de ser suficiente para albergar las instalaciones (ver punto 2.3).

Es importante señalar que para la adjudicación definitiva de un emplazamiento para el AGP, debe de llevarse a cabo un estudio de impacto ambiental (EIA) con resultados favorables, así como un estudio técnico del terreno, que garantice la posibilidad de llevar a cabo una obra civil de tal magnitud. De modo que, sin lo anterior, la definición del emplazamiento es válida únicamente de forma teórica.

4.2. Aplicación de los criterios de selección

Uno de los criterios establecidos anteriormente, trata de minimizar el transporte de los residuos radiactivos de alta actividad por carretera. Por ello, se establece un perímetro para la localización del emplazamiento de acuerdo a este criterio.

Dicho perímetro, se establece teniendo en cuenta dónde se encuentra concentrado la mayoría del combustible gastado. Para ello, se hace uso de la siguiente tabla⁴ [8]:

Tabla 3. Elementos de combustible nuclear gastado en cada una de las centrales nucleares españolas [8].

Central	Elementos almacenados en piscinas	Elementos almacenados en ATI
Almaraz I	1328	-
Almaraz II	1316	-
Ascó I	1164	64
Ascó II	1200	-
Cofrentes	3980	-
Trillo	577	483
Vandellós I ⁵	-	-
Vandellós II	1084	-
José Cabrera	-	377
St. María de Garoña	2505	-

⁴ Datos a fecha de 31/12/2013

⁵ Todo el combustible se encuentra en las instalaciones de AREVA (Francia)

De acuerdo a esto, se define el siguiente perímetro:



Figura 17. Perímetro de localización para el AGP.

Puede observarse que no se ha tenido en cuenta la central de Santa María de Garoña, con el objeto de minimizar la extensión del área de selección a la zona donde están la mayoría de los reactores y, donde se encuentra concentrado más del 95% del combustible gastado en territorio español (ver tabla 3 [8]).

Una vez se tiene definido el perímetro donde se pretende localizar el AGP, el siguiente paso es identificar localidades como posibles candidatas. Para ello, se escogen las provincias de Cuenca y Teruel como posibles candidatas.

Seguidamente, se realiza una búsqueda en el Instituto Nacional de Estadística (INE) y se seleccionan 7 pueblos de las provincias anteriores, estableciendo como criterio de selección el número de habitantes. Los pueblos seleccionados son los siguientes:

Tabla 4. Número de habitantes de los pueblos seleccionados (Fuente: INE).

Provincia	Pueblo	Habitantes
Teruel	La puebla de Valverde	453
	Cubla	54
	Libros	101
Cuenca	Olmedilla de Eliz	15
	Arandilla del Arroyo	10
	Villarejo de la Peñuela	21
	Villarejo-Periesteban	385

A continuación, se comprueba la litología correspondiente a las localizaciones anteriores, con el fin de asegurar que se tiene arcilla o granito. Para ello, se realiza una búsqueda de un mapa de litologías y se localizan los pueblos seleccionados.

Mapa de Litologías de España 1/1.000.000, Lithological Map of Spain 1/1.000.000



Figura 18. Mapa de litologías de España [21].

De acuerdo a lo anterior, se observa que los municipios de la provincia de Teruel no cuentan con un terreno arcilloso bien definido, ocurriendo lo contrario para los pueblos de la provincia de Cuenca. De este modo, se continúa la evaluación con los pueblos seleccionados para la provincia de Cuenca.

El siguiente paso, consiste en evaluar la presencia de acuíferos presentes en profundidades que puedan interactuar con el AGP. Puesto que se está evaluando un repositorio de arcilla, de acuerdo con el punto 2.1, se establece una profundidad de **250 metros**.

De este modo, se estudia la presencia de acuíferos en los pueblos anteriores, haciendo uso de la base de datos proporcionada por el Instituto Geológico y Minero de España [21].

Para ello, se selecciona la provincia de la cual se quiere obtener los datos, así como la naturaleza de los acuíferos presentes (pozos, sondeos, manantiales, galerías, etc) y los sistemas de medición utilizados para el rastreo (piezometría, hidrometría, análisis químicos, ensayos de bombeo, etc).

Además, se selecciona el uso que se le da a los acuíferos presentes (abastecimiento, agricultura, aguas envasadas o minero-medicinales, ganadería, industria, etc) y la profundidad máxima a la que se desea realizar la consulta.

En este caso, se ha seleccionado la profundidad máxima (8.300 metros) y todos los tipos de uso posibles, con el objetivo de identificar cualquier presencia de agua en la zona.

BASE DE PUNTOS DE AGUA Infoigme GOBIERNO DE ESPAÑA MINISTERIO DE CIENCIA, INNOVACIÓN Y UNIVERSIDADES Instituto Geológico y Minero de España

Consulta Resultados y gráficos Mapa de Resultados

Selección alfanumérica

Hoja: [] - Oct: [] - Punto: []

Medidas temporales:
 Piezometría
 Hidrometría
 Análisis Químicos
 Ensayos Bombeo
 Sólo puntos que incluyan medidas de todos los tipos seleccionados

Naturaleza:
 Pozos
 Sondeos
 Manantiales
 Galerías
 Otros

Utilización:
 Abastecimiento
 Agricultura
 Aguas envasadas o minero-medicinales
 Ganadería
 Industria
 Otros usos
 Uso desconocido, o no se utiliza

Profundidad:
 Los puntos sin profundidad se incluyen siempre en los resultados
 0
 8300
 8300

Caudal: -2 - 350
 -2 350

Fecha Obra: 1850 - 2100
 Los puntos sin fecha se incluyen siempre en los resultados
 1850 2100

Selección espacial
 Selecciona la comunidad, provincia, municipio, hoja 1:50.000, demarcación hidrográfica o masa de agua subterránea donde quieres encontrar puntos

COMUNIDADES AUTÓNOMAS
 PROVINCIAS
 MUNICIPIOS
 HOJAS 1:50.000
 DEMARCACIONES
 MASAS DE AGUA

Seleccione comunidad autónoma: Castilla-La Mancha
 Seleccione provincia: Cuenca
 Seleccione municipio:
 Seleccione Hoja 1:50.000:

Figura 19. Búsqueda realizada para identificación de acuíferos en la provincia de Cuenca [21].

Para los pueblos seleccionados, no se han encontrado acuíferos presentes a unas profundidades comprendidas entre los 0 y 8 kilómetros. De modo que se asume que no existe riesgo relacionado con la presencia de agua a la profundidad a la que se encontraría localizado el repositorio.

El siguiente criterio por evaluar es la actividad sísmica en la zona. Para ello, se hace uso de un mapa sísmico [22] y se comprueba que, en la zona correspondiente a los pueblos candidatos, la actividad sísmica para un histórico determinado es lo más baja posible o, a ser posible, nula.

Se observa que (ver Figura 20 [22]) para la zona considerada, la presencia de seísmos es nula para un período evaluado comprendido entre 1924 y 2015. Si bien, en zonas próximas a la seleccionada (provincia de Toledo y zona norte de Cuenca) existen registros de actividad sísmica aunque son de la magnitud más baja registrada en la escala.

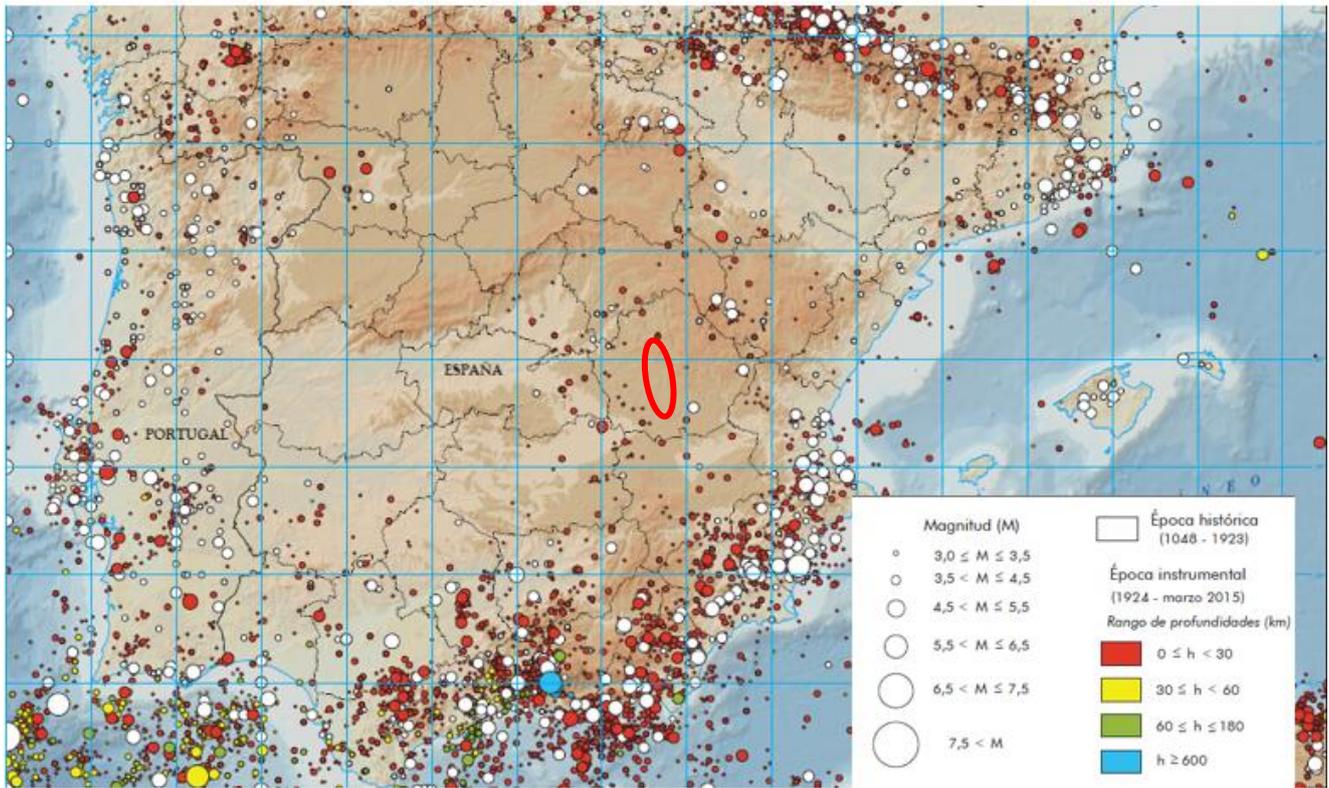


Figura 20. Mapa sísmico actualizado a Marzo de 2015 [22].

4.3. Selección del emplazamiento

Una vez realizados los pasos anteriores, el último paso es el de elegir un emplazamiento para el repositorio, que cumpla con los criterios establecidos en el punto 4.1.

De los pueblos seleccionados de cuenca, se decide escoger como candidato para albergar el AGP a Villarejo –Periesteban, por ser el más alejado del parque natural de la serranía de Cuenca y disponer de menos número de zonas verdes a su alrededor.



Figura 21. Localización del AGP.

En cuanto a la superficie seleccionada, se escoge un terreno con una superficie total de 2,67 km², espacio suficiente para cubrir la capacidad de referencia de un AGP de arcilla (ver punto 2.3). El terreno seleccionado se encuentra a una distancia aproximada de 1 km del pueblo, resultando la actividad industrial nula en la zona.



Figura 22. Terreno seleccionado para albergar el AGP.

Como se ha comentado al principio de este punto, esta selección es teórica, puesto que sería necesario realizar un estudio de impacto ambiental (EIA) en la zona, así como un estudio técnico del suelo, ambos con resultados favorables y aprobados por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y el Ministerio para la Transición Ecológica.

5. BASES DE DISEÑO

En este punto, se establecen las bases de diseño a partir de las cuales se han llevado a cabo los cálculos del modelo de transferencia de calor, la evaluación del incremento de presión en la cápsula como consecuencia de la degradación de las vainas y el modelo de transferencia de materia.

5.1. Combustible de referencia. Tipo de reactor

Se selecciona el dióxido de uranio enriquecido (UO_2) como combustible de referencia, con las siguientes características:

- Enriquecimiento: 4,1% (U-235)⁶
- Grado de quemado en el reactor: 40.000 MWd/tU
- Tipo de reactor: agua a presión (PWR)

5.2. Vainas de combustible

Para el tipo de reactor seleccionado (PWR), las dimensiones características de las vainas, así como el grado de presurización con gas inerte de las mismas, son las siguientes [15]:

Tabla 5. Dimensiones características de las vainas para un reactor de agua a presión (PWR) [15].

	PWR
Longitud (m)	3,65
Diámetro exterior (mm)	9,14
Espesor revestimiento (mm)	0,57
Diámetro capa de helio (mm)	0,16
Diámetro pastilla (mm)	7,84
Presión gas interior ⁷ (bar)	30-33

Para una mayor comprensión, se recomienda al lector tener presentes las Figuras 3 [12], 4 [17], 5 [12], 6 [18] del punto 2.2.1.

⁶ El uranio, de número atómico 92, tiene tres isótopos naturales a saber: ^{238}U (99,3%), ^{235}U (0,7%) y trazas de ^{234}U , siendo el ^{235}U el isótopo fisible que interviene en las reacciones nucleares en cadena. Se requieren porcentajes (másicos) de ^{235}U entre el 2 y el 5%, dependiendo del tipo de reactor [30].

⁷ Helio.

5.3. Elemento combustible

Como se ha comentado previamente, el tipo de reactor seleccionado como referencia es un reactor de agua a presión (PWR), por tanto los elementos combustibles se corresponden con la Figura 8 [15] (punto 2.2.2).

Las características de dichos elementos son las siguientes [15]:

- Número de vainas: 264
- Base cuadrada: 0,214 x 0,214 mm
- Longitud: 4,5 metros

5.4. Potencia térmica del elemento combustible

Para los elementos combustibles seleccionados, se dispone de valores temporales de potencia térmica generada por el combustible (tras la descarga del reactor) en función del tiempo transcurrido de enfriamiento tras la descarga del núcleo del reactor (ver Figura 23) [11]. Esta generación de energía térmica se debe únicamente a la conversión de energía nuclear en energía térmica (durante el decaimiento radiactivo⁸ del combustible gastado), sin tener en cuenta el calor generado por reacciones químicas que pudieran tener lugar si el agua presente en el repositorio entra en contacto con el combustible.

Señalar que estos valores de potencia térmica son generados por un único elemento combustible.

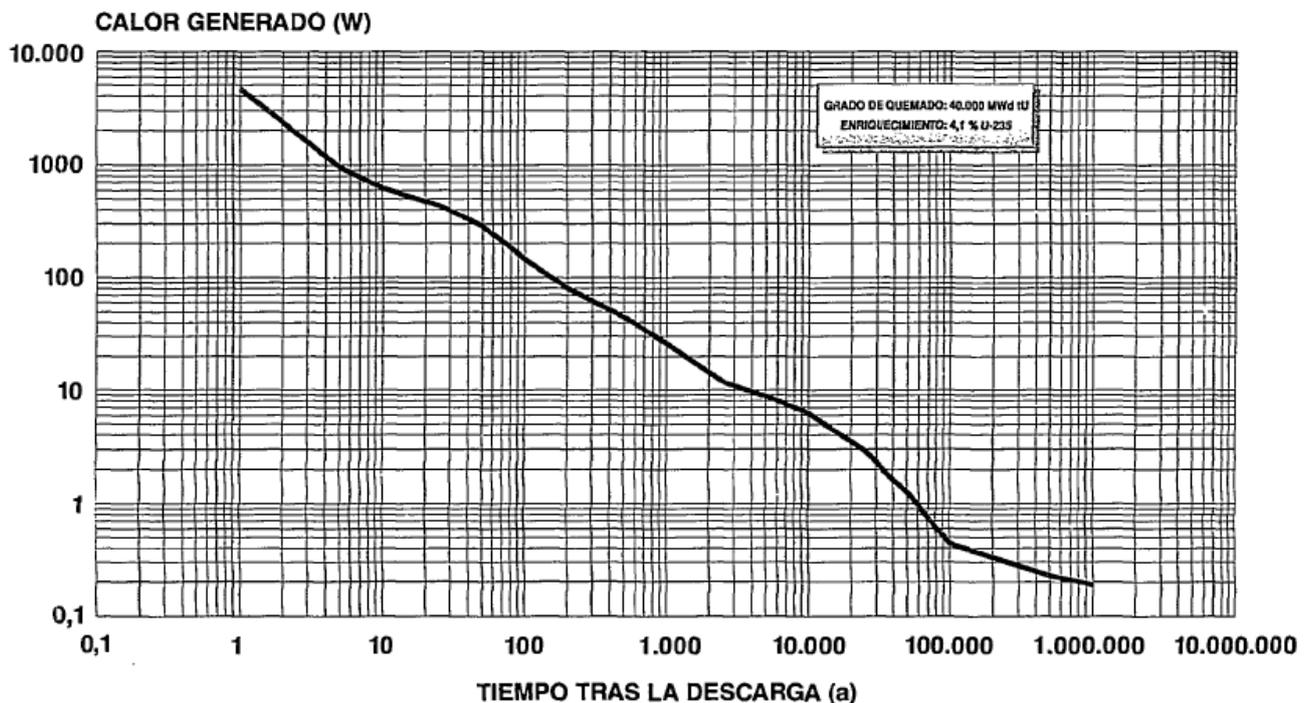


Figura 23. Calor generado por un elemento combustible para un grado de quemado de 40.000 MWd/tU y un enriquecimiento del combustible del 4,1% [11].

⁸ Desintegración de núcleos radiactivos inestables con el tiempo, con el objeto de alcanzar una estabilidad nuclear [31].

La potencia térmica generada es necesaria para resolver el modelo de transferencia de calor y determinar la temperatura a lo largo de las barreras de ingeniería definidas en el punto 2.2. Dicha temperatura se utiliza también para estimar el incremento de presión que tiene lugar en la cápsula.

5.5. Profundidad del repositorio. Temperatura de la roca alojante

Un dato de entrada importante para resolver el modelo de transferencia de calor es la temperatura de la roca alojante (ver punto 6), que se encuentra en contacto directo con la bentonita y que es función de la profundidad a la que se encuentre el repositorio. La profundidad del mismo, se ha fijado en **250 metros** (ver punto 4.2).

Para la estimación de la temperatura de la roca a dicha profundidad, se ha hecho uso del siguiente mapa [23], en el que se muestran los intervalos de temperatura de la roca (T) para diferentes profundidades (P):

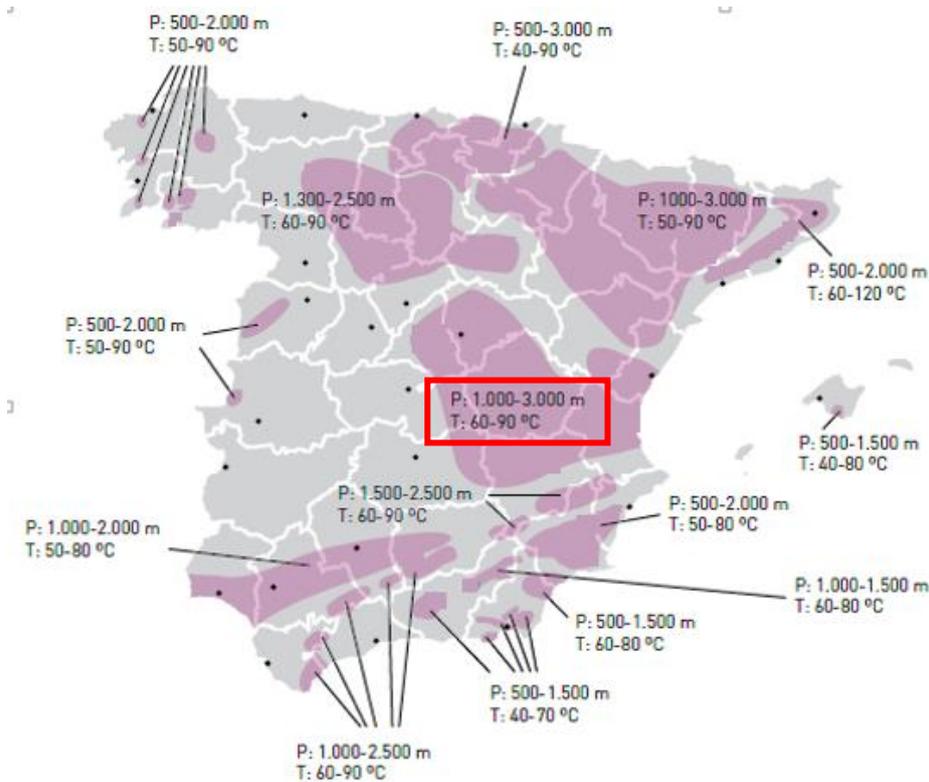


Figura 24. Relación de la temperatura con la profundidad en diferentes zonas del territorio español [23].

De acuerdo con la localización del AGP (ver punto 4.3), se tiene que para una profundidad de 1000 y 3000 metros las temperaturas son 60 y 90°C respectivamente. Si se extrapola a la profundidad del AGP (250 metros), se obtiene que la temperatura de la roca es:

$$T_{\text{Roca}}=48,5^{\circ}\text{C}$$

5.6. Tasa de generación de radionucleidos del elemento combustible

La generación de radionucleidos, es necesaria para estimar el incremento de presión en la cápsula (a partir de los gases de fisión generados por el decaimiento radiactivo) y para resolver el modelo de transferencia de materia.

Dicha tasa se mide a partir de las desintegraciones por segundo de los núcleos radiactivos⁹. Para el elemento combustible de referencia, se tiene un combustible con la siguiente actividad en función del tiempo transcurrido tras la descarga del reactor [11]:

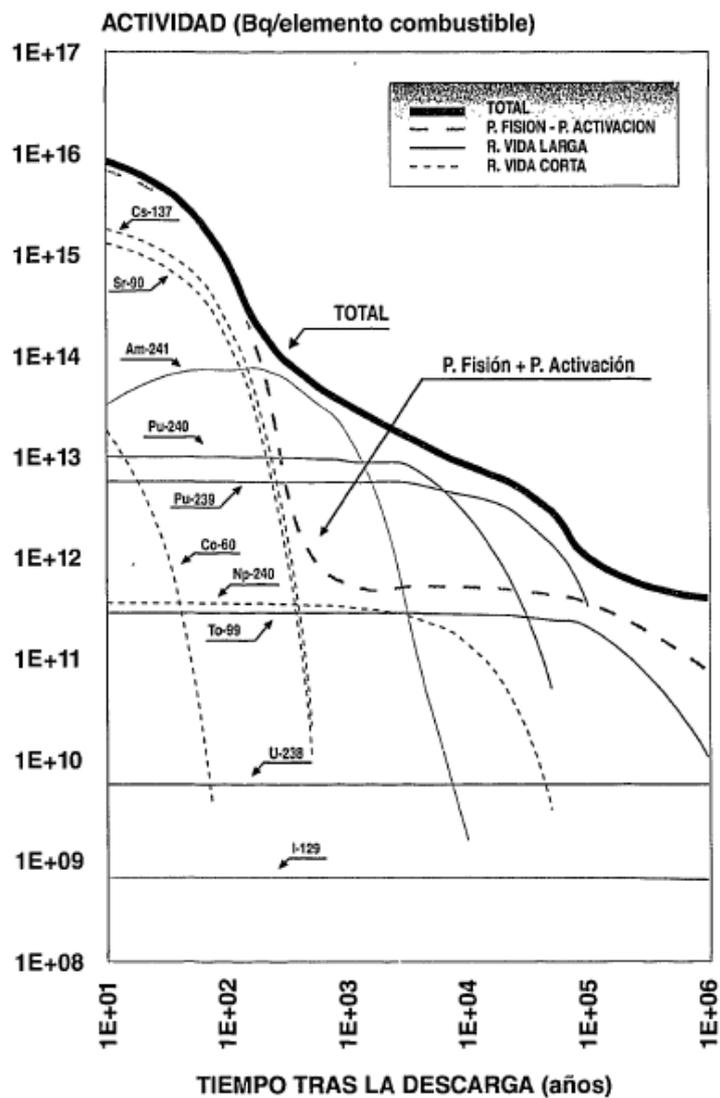


Figura 25. Actividad del elemento de combustible de referencia en función del tiempo transcurrido tras la descarga del reactor [11].

⁹ Las unidades que aparecen en la gráfica son Bequerelios, que se corresponden con desintegraciones de átomos por unidad de tiempo (segundo).

5.7. Cápsula de elementos combustibles

Tal y como se ha comentado en el punto 2.2.3, el diseño de la cápsula de almacenamiento depende del tipo de combustible a almacenar. Para los elementos combustibles seleccionados (PWR), las características de la cápsula son las siguientes [11]:

- Capacidad: 4 elementos PWR de diseño Westinghouse.
- Longitud: 4,5 metros
- Diámetro interior: 0,7 metros
- Diámetro exterior: 0,9 metros
- Conductividad térmica: 54 W/m°C

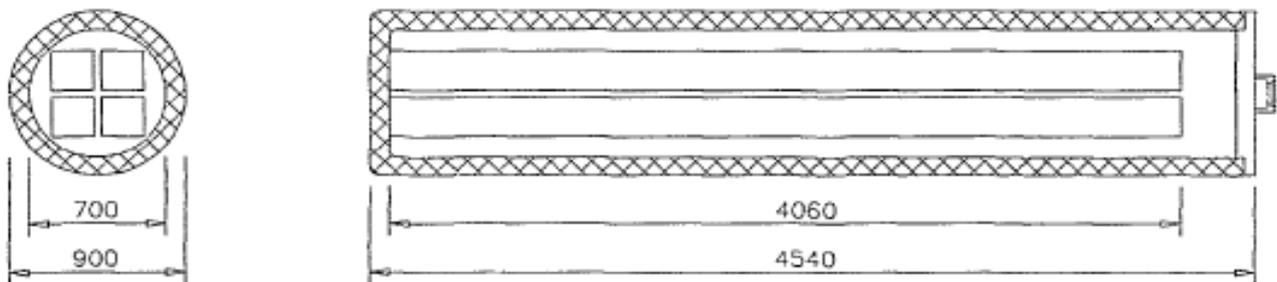


Figura 26. Cápsula de acero al carbono para almacenar elementos combustibles tipo PWR [11].

Teniendo en cuenta las dimensiones de los elementos combustibles, se tiene un espesor de cápsula de acero al carbono de 0,24 metros entre los elementos combustibles y la bentonita.

A efectos de cálculo de transferencia de calor, se considera que no existe separación entre los elementos combustibles (caso más desfavorable).

5.8. Bentonita

En cuanto a la bentonita seleccionada, se considera una bentonita procedente del Cabo de Gata (Almería), por ser estas las seleccionadas por ENRESA como referencia [14]. Dichas bentonitas tienen las siguientes características:

- Porcentaje de esmectitas (montmorillonita): >90%
- Densidad: 1,65 g/cm³
- Diámetro de poro: 91Å
- Superficie específica: 725 m²/g
- Porosidad: 10%
- Capacidad de intercambio iónico: 1,02 meq/g
- Alto contenido en Na⁺
- Espesor: 0,75 metros
- Temperatura máxima: 100°C

6. MODELOS PARA LA TRANSFERENCIA DE CALOR

6.1. Planteamiento de los modelos teóricos

Se considera el sistema de la Figura 27 con las barreras de ingeniería definidas anteriormente, entre las cuales va a tener lugar la transferencia de calor:

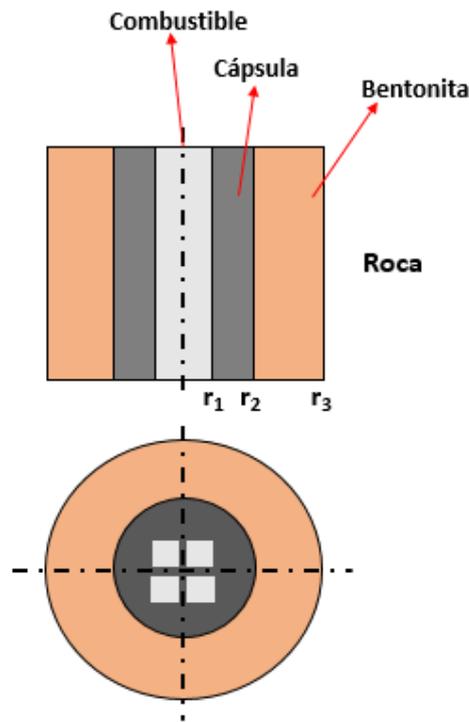


Figura 27. Barreras ingenieriles consideradas en el modelo de transferencia de calor.

Las consideraciones a tener en cuenta en los modelos a realizar son las siguientes:

- Se considera que los elementos combustibles contenidos en la cápsula no tienen separación entre sí.
- La temperatura en la superficie 3 (bentonita en contacto con la roca) es la de la roca del repositorio. Se asume que la roca tiene una inercia térmica muy elevada, de modo que la temperatura en la superficie 3 es constante e igual a la de la roca.
- Se tiene generación de energía térmica únicamente en los elementos combustibles (de acuerdo con la Figura 23 [11]), debido al decaimiento radiactivo. En la cápsula y bentonita, no se tiene generación de energía térmica. Dicha generación de energía térmica varía en función de los tiempos de enfriamiento y es igual en todos los puntos del elemento combustible.
- Como consecuencia de lo anterior, los perfiles en las distintas barreras serán diferentes, teniéndose un perfil cuadrático para el modelo con generación de energía térmica y perfiles lineales para la cápsula y la bentonita. Los perfiles en cápsula y bentonita serán diferentes, puesto que dichos materiales tienen conductividades térmicas diferentes.
- Se asume que no existe presencia de agua para períodos inferiores a 1000 años. Para períodos superiores el agua está presente, pero no se tiene un flujo de la misma, despreciándose, por tanto, el fenómeno de transferencia por convección.

- Se está asumiendo que el efecto de las reacciones químicas que puedan tener lugar al entrar en contacto el agua retenida en la bentonita con el combustible (tras la degradación de la cápsula), es despreciable. La validez de dicha suposición se comprueba en el punto 6.3.

Dicho lo anterior, se procede a realizar un modelo para cada una de las barreras ingenieriles anteriores, a partir de las ecuaciones fundamentales de transferencia de calor en coordenadas cilíndricas, con el fin de reducir las mismas a expresiones de números adimensionales que permitan observar la evolución de la temperatura entre los elementos combustibles y la roca del repositorio, para diferentes períodos de tiempo.

6.1.1. Modelo 1: generación de energía térmica en el combustible

A continuación, se desarrolla el modelo correspondiente a la generación de energía térmica en los elementos combustibles. Para ello, se parte de la ecuación de difusión de calor para coordenadas cilíndricas [24]:

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(kr \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial \phi} \left(k \frac{\partial T}{\partial \phi} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(k \frac{\partial T}{\partial z} \right) + \gamma = \rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} \quad \text{(Ecuación 1)}$$

Donde:

r : radio del cuerpo cilíndrico (m)

k : conductividad térmica del material $\left(\frac{W}{mK} \right)$

T : temperatura ($^{\circ}C$)

γ : generación volumétrica uniforme de energía térmica $\left(\frac{W}{m^3} \right)$

ρ : densidad del material $\left(\frac{Kg}{m^3} \right)$

C_p : capacidad calorífica del material $\left(\frac{KJ}{Kg^{\circ}C} \right)$

En cuanto al término temporal o de acumulación $\left(\frac{\partial T}{\partial t} \right)$, se considera que toda la energía térmica generada en los elementos combustibles se disipa por conducción a la siguiente barrera ingenieril, considerando que no tiene lugar acumulación de energía térmica en los elementos combustibles. Por tanto, se desprecia dicho término.

El término del flujo de calor en dirección angular $\left(\frac{\partial T}{\partial \phi} \right)$ puede despreciarse, puesto que se asume que el material es isótropo, es decir, que sus propiedades no cambian con las coordenadas.

En el caso del flujo de calor en dirección axial $\left(\frac{\partial T}{\partial z} \right)$, se considera que la vainas son infinitas, es decir, que su longitud es mucho mayor que su radio ($L/r \geq 10$) [24], de modo que se puede despreciar dicho término, considerándose que se tiene, únicamente flujo en dirección radial.

Teniendo en cuenta las consideraciones anteriores, la ecuación general (ecuación 1) queda tal que así:

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(kr \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \gamma = 0 \quad \text{(Ecuación 2)}$$

La cual puede agruparse de la siguiente forma:

$$r \frac{d^2T}{dr^2} = -\frac{\gamma \cdot r}{k} \quad \text{(Ecuación 3)}$$

Integrando una vez la ecuación anterior, se tiene:

$$r \frac{dT}{dr} = -\frac{\gamma \cdot r^2}{2 \cdot k} + C1 \quad \text{(Ecuación 4)}$$

Donde C1 es una constante de integración que se pretende eliminar.

Integrando la ecuación anterior una vez más, se tiene lo siguiente:

$$T(r) = -\frac{\gamma \cdot r^2}{4 \cdot k} + C1 \cdot \ln(r) + C2 \quad \text{(Ecuación 5)}$$

Al igual que en el caso anterior, C2 es una constante a eliminar.

Aplicando la condición de eje de simetría a la ecuación 4, se tiene que $\frac{dT}{dr}=0$, por lo que $C1=0$.

Evaluando ahora en $r=r_1$ (ver Figura 27), se tiene que $T(r)=T_{s1}$ (siendo T_{s1} la temperatura de la superficie elemento combustible-cápsula). Aplicando dicha condición a la ecuación 5, se tiene que $C2 = T_{s1} + \frac{\gamma \cdot r_1^2}{4 \cdot k_1}$.

Introduciendo el valor de las constantes en la ecuación 5 y reordenando se tiene lo siguiente:

$$T(r) - T_{s1} = \frac{\gamma \cdot r_1^2}{4 \cdot k_1} \left(1 - \frac{r^2}{r_1^2}\right) \quad \text{(Ecuación 6)}$$

Hecho esto, se realiza un balance de energía entre la cápsula y la bentonita (ver Figura 27), obteniéndose la siguiente expresión:

$$q = \frac{T_{s1} - T_{s3}}{\frac{\ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right)}{2\pi k_2 L} + \frac{\ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right)}{2\pi k_3 L}} \quad \text{(Ecuación 7)}$$

Donde:

T_{s3} : temperatura en la superficie bentonita-roca (°C)

k_2 : conductividad térmica de la cápsula $\left(\frac{W}{mK}\right)$

k_3 : conductividad térmica de la bentonita $\left(\frac{W}{mK}\right)$

El balance anterior, se corresponde con la potencia térmica emitida por los elementos combustibles. Dicha potencia térmica o calor generado (q), depende de la desintegración de radionucleidos y es independiente de la temperatura. Dicha potencia, puede calcularse como sigue:

$$q = \int_{r_0}^{r_1} \gamma 2 \pi r dr \quad \text{(Ecuación 8)}$$

La potencia térmica anterior es diferente para cada tiempo de enfriamiento y se disipa a lo largo del resto de barreras ingenieriles hasta llegar a la roca del repositorio.

Resolviendo la integral de la ecuación anterior e introduciendo el resultado en la ecuación 7, se tiene lo siguiente:

$$\frac{T_{S1}-T_{S3}}{\frac{\ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right)}{2\pi k_2 L} + \frac{2\pi k_3 L}{2\pi k_3 L}} = \gamma \pi r_1^2 L \quad \text{(Ecuación 9)}$$

Si se observan las ecuaciones 6 y 9, puede verse que ambas tienen el término correspondiente a la temperatura de la superficie elemento combustible-cápsula. Despejando dicho término de ambas ecuaciones, igualándolas y realizando las simplificaciones correspondientes, se tiene:

$$T(r) - T_{S3} = \frac{\gamma r_1^2}{4} \left[\frac{2}{k_2} \ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) + \frac{2}{k_3} \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right) + \frac{1}{k_1} \left(1 - \frac{r^2}{r_1^2}\right) \right] \quad \text{(Ecuación 10)}$$

Si se evalúa la ecuación 10 en $r=0$, la temperatura $T(r)$ coincide con la temperatura máxima de los elementos. Si se aplica dicha condición de contorno, la ecuación anterior quedaría tal que así:

$$T_{max} - T_{S3} = \frac{\gamma r_1^2}{4} \left[\frac{2}{k_2} \ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) + \frac{2}{k_3} \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right) + \frac{1}{k_1} \right] \quad \text{(Ecuación 11)}$$

A continuación, se divide la ecuación 10 por la 11, quedando la siguiente expresión:

$$\frac{T(r)-T_{S3}}{T_{max}-T_{S3}} = \frac{\frac{2}{k_2} \ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) + \frac{2}{k_3} \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right) + \frac{1}{k_1} \left(1 - \frac{r^2}{r_1^2}\right)}{\frac{2}{k_2} \ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) + \frac{2}{k_3} \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right) + \frac{1}{k_1}} \quad \text{(Ecuación 12)}$$

Llamando theta al cociente de temperaturas, se tiene el primer número adimensional:

$$\theta = \frac{T(r)-T_{roca}}{T_{max}-T_{roca}} \quad \text{(Ecuación 13)}$$

Si se agrupa el segundo miembro de la ecuación 12, puede observarse que se tiene un término constante y otro dependiente del radio, r :

$$\theta = \frac{\frac{2}{k_2} \ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) + \frac{2}{k_3} \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right) + \frac{1}{k_1}}{\frac{2}{k_2} \ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) + \frac{2}{k_3} \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right) + \frac{1}{k_1}} - \frac{\frac{1}{k_1}}{\frac{2}{k_2} \ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) + \frac{2}{k_3} \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right) + \frac{1}{k_1}} \left(\frac{r}{r_1}\right)^2 \quad \text{(Ecuación 14)}$$

Operando la ecuación anterior, se llega a:

$$\theta = 1 - \frac{1}{\frac{2k_1}{k_2} \ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) + \frac{2k_1}{k_3} \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right) + 1} \left(\frac{r}{r_1}\right)^2 \quad \text{(Ecuación 15)}$$

En la que se denota lo siguiente:

$$\sigma = \frac{1}{\frac{2k_1}{k_2} \ln\left(\frac{r_2}{r_1}\right) + \frac{2k_1}{k_3} \ln\left(\frac{r_3}{r_1}\right) + 1} \quad \text{(Ecuación 16)}$$

$$\xi = \frac{r}{r_1} \quad \text{(Ecuación 17)}$$

Dicho esto, el modelo queda tal que así:

$$\theta = 1 - \sigma \xi^2 \quad \text{(Ecuación 18)}$$

Las condiciones de contorno del modelo obtenido son las siguientes:

1. Si $\xi = 0$, $r=0$, de modo que $\theta = 1$. Lo que significa que $T(r)=T_{max}$
2. Si $\xi = 1$, $r=r_1$, de modo que $\theta = \theta_{s1}$. Lo que significa que $T(r)=T_{s1}$.

6.1.2. Modelo 2: cápsula de almacenamiento

En este caso, no existe generación de energía térmica, de modo que los perfiles no tienen comportamiento cuadrático, sino lineal. Ello lleva consigo que el modelo anterior no sea válido.

En este caso, el modelo ha de cumplir las siguientes condiciones de contorno:

1. $\xi = 1$, de modo que $\theta = \theta_{S1}$. Lo que significa que $T(r)=Ts1$
2. $\xi = \frac{r_2}{r_1}$, de modo que $\theta = \theta_{S2}$. Lo que significa que $T(r)=Ts2$

Se puede calcular una pendiente y ordenada en el origen que cumplan dichas condiciones. Haciendo los cálculos necesarios se tiene que:

$$\alpha = \frac{\theta_{S1}-\theta_{S2}}{1-\frac{r_2}{r_1}} \quad \text{(Ecuación 19)}$$

$$\beta = \theta_{S1} + \frac{\theta_{S1}-\theta_{S2}}{\frac{r_2}{r_1}-1} \quad \text{(Ecuación 20)}$$

Donde:

α : pendiente de la recta

β : ordenada en el origen

Definido lo anterior, el modelo para la cápsula de almacenamiento, quedaría tal que así:

$$\theta = \alpha\xi + \beta \quad \text{(Ecuación 21)}$$

Puede comprobarse que dicho modelo cumple las condiciones de contorno que le corresponden.

6.1.3. Modelo 3: bentonita

Al igual que en el caso anterior, no existe generación de energía térmica, de modo que el modelo 1 no es válido. Se procede igual que en el caso de la cápsula de almacenamiento, estableciendo unas condiciones de contorno y calculando una recta que se adapte a ellas.

En este caso, es importante tener en cuenta, que la temperatura en la superficie bentonita-roca es constante, siendo esta la correspondiente a la roca del repositorio. Se asume constante porque, tal y como se ha establecido en el punto 6.1, la inercia térmica de la roca es muy alta.

Dicho lo anterior, las condiciones de contorno para este modelo son las siguientes:

1. $\xi = \frac{r_2}{r_1}$, de modo que $\theta = \theta_{S2}$. Lo que significa que $T(r)=Ts2$
2. $\xi = \frac{r_3}{r_1}$, de modo que $\theta = 0$. Lo que significa que $T(r)=Ts3^{10}$

La pendiente y ordenada en el origen que cumplen las condiciones anteriores son:

¹⁰ $Ts3=Troca$, debido a la elevada inercia térmica de la roca del repositorio.

$$\Psi = -\frac{\theta_{s2}}{\frac{r_3-r_2}{r_1} r_1} \quad \text{(Ecuación 22)}$$

$$\Omega = \frac{\theta_{s2}}{1-\frac{r_2}{r_1}} \quad \text{(Ecuación 23)}$$

Donde:

Ψ : pendiente de la recta

Ω : ordenada en el origen

De acuerdo con lo anterior, el modelo para la bentonita queda tal que así:

$$\theta = \Psi \xi + \Omega \quad \text{(Ecuación 24)}$$

Tal y como se ha comentado en el punto 6.1, en cada una de las barreras ingenieriles se dan unas circunstancias que hacen que no se pueda usar el mismo modelo para cada una de ellas.

De este modo, se tiene un perfil cuadrático para la primera barrera (elementos combustibles) debido a que tiene lugar generación volumétrica de energía térmica, y perfiles lineales para la cápsula de almacenamiento y la bentonita.

Los perfiles a lo largo de la cápsula y la bentonita no son iguales, debido a que cada barrera tiene unas propiedades térmicas diferentes. La conductividad térmica de las cápsulas (acero al carbono) es mucho más elevada que la de la bentonita (ver informes anteriores), de modo que el gradiente de temperatura en la bentonita será mayor que en la cápsula.

Lo anterior resulta en que la transferencia de calor en la cápsula es mucho mayor que en la bentonita, siendo la transferencia en la bentonita el fenómeno controlante (más lento), lo que lleva consigo que el gradiente de dicha capa sea mayor

Una vez se alcanza la superficie bentonita-roca, la temperatura es constante, debido a la inercia térmica de la roca.

El comportamiento explicado en párrafos anteriores se comprueba en el siguiente punto.

6.2. Resolución de los modelos

Para la resolución numérica de los modelos del punto anterior, se ha hecho uso del software *Engineering Equation Solver*® (EES), incluyéndose los códigos para la resolución del modelo en los Anexos A, B y C.

Las bases de diseño establecidas en el punto 5 y las consideraciones establecidas en el punto 6.1 son fundamentales para la resolución de los modelos.

6.2.1. Modelo 1: generación de energía térmica en el combustible

En este caso se parte de la ecuación fundamental para este modelo (Ecuación 18) y sus respectivas condiciones de contorno. El resto de ecuaciones utilizadas (correspondientes al punto 6.1.1) pueden consultarse en el Anexo I.

A continuación se presentan los resultados obtenidos para los diferentes intervalos temporales.

Tabla 6. Resultados del modelo 1 para un tiempo de enfriamiento de 50 años.

t=50 años						
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{Máx} (°C)	T _{S1} (°C)	T _{Roca} (°C)
0	0	1	93,00	93	90,50	48,50
0,02378	0,1111	0,9993	92,96	93	90,50	48,50
0,04756	0,2222	0,9972	92,87	93	90,50	48,50
0,07133	0,3333	0,9937	92,72	93	90,50	48,50
0,09511	0,4444	0,9889	92,5	93	90,50	48,50
0,1189	0,5556	0,9826	92,22	93	90,50	48,50
0,1427	0,6667	0,9750	91,88	93	90,50	48,50
0,1664	0,7778	0,9660	91,47	93	90,50	48,50
0,1902	0,8889	0,9556	91,01	93	90,50	48,50
0,214	1	0,9438	90,50	93	90,50	48,50

Tabla 7. Resultados del modelo 1 para un tiempo de enfriamiento de 100 años.

t=100 años						
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{Máx} (°C)	T _{S1} (°C)	T _{Roca} (°C)
0	0	1	70,69	70,69	69,49	48,50
0,02378	0,1111	0,9993	70,68	70,69	69,49	48,50
0,04756	0,2222	0,9973	70,63	70,69	69,49	48,50
0,07133	0,3333	0,9940	70,56	70,69	69,49	48,50
0,09511	0,4444	0,9893	70,45	70,69	69,49	48,50
0,11890	0,5556	0,9833	70,32	70,69	69,49	48,50
0,14270	0,6667	0,9760	70,16	70,69	69,49	48,50
0,16640	0,7778	0,9674	69,96	70,69	69,49	48,50
0,19020	0,8889	0,9574	69,74	70,69	69,49	48,50
0,21400	1	0,9461	69,49	70,69	69,49	48,50

Tabla 8. Resultados del modelo 1 para un tiempo de enfriamiento de 1.000 años.

t=1.000 años						
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{Máx} (°C)	T _{S1} (°C)	T _{Roca} (°C)
0	0	1	52,63	52,63	52,42	48,50
0,02378	0,1111	0,9994	52,63	52,63	52,42	48,50
0,04756	0,2222	0,9974	52,62	52,63	52,42	48,50
0,07133	0,3333	0,9942	52,61	52,63	52,42	48,50
0,09511	0,4444	0,9897	52,59	52,63	52,42	48,50
0,1189	0,5556	0,9839	52,57	52,63	52,42	48,50
0,1427	0,6667	0,9769	52,54	52,63	52,42	48,50
0,1664	0,7778	0,9685	52,5	52,63	52,42	48,50
0,1902	0,8889	0,9589	52,46	52,63	52,42	48,50
0,214	1	0,9480	52,42	52,63	52,42	48,50

Tabla 9. Resultados del modelo 1 para un tiempo de enfriamiento de 10.000 años.

t=10.000 años						
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{Máx} (°C)	T _{S1} (°C)	T _{Roca} (°C)
0	0	1	49,68	49,68	49,62	48,5
0,02378	0,1111	0,9994	49,68	49,68	49,62	48,5
0,04756	0,2222	0,9974	49,68	49,68	49,62	48,5
0,07133	0,3333	0,9943	49,67	49,68	49,62	48,5
0,09511	0,4444	0,9898	49,67	49,68	49,62	48,5
0,11890	0,5556	0,984	49,66	49,68	49,62	48,5
0,14270	0,6667	0,977	49,65	49,68	49,62	48,5
0,16640	0,7778	0,9687	49,64	49,68	49,62	48,5
0,19020	0,8889	0,9592	49,63	49,68	49,62	48,5
0,21400	1	0,9483	49,62	49,68	49,62	48,5

Puede comprobarse, que en todo caso se cumplen las condiciones de contorno correspondientes a este modelo $\xi[0, 1]$. A continuación se representa gráficamente los resultados obtenidos en las tablas anteriores, donde puede apreciarse como theta decrece cuadráticamente, lo cual resulta lógico, pues se tiene generación de energía térmica. A pesar de que los perfiles son prácticamente constantes con el tiempo, se puede apreciar como a medida que el tiempo de enfriamiento aumenta, el gradiente térmico en el elemento es menor. Esto resulta lógico, pues para tiempos de enfriamiento más altos, el decaimiento radiactivo que ha experimentado el combustible es mayor y por tanto, la energía térmica emitida también lo es. Ello lleva consigo que la temperatura en el interior del elemento sea más parecida a la de la roca del repositorio, de modo que el gradiente que tiene lugar en las diferentes barreras ingenieriles es menor (en apartados posteriores se puede comprobar que esto se cumple para las diferentes barreras).

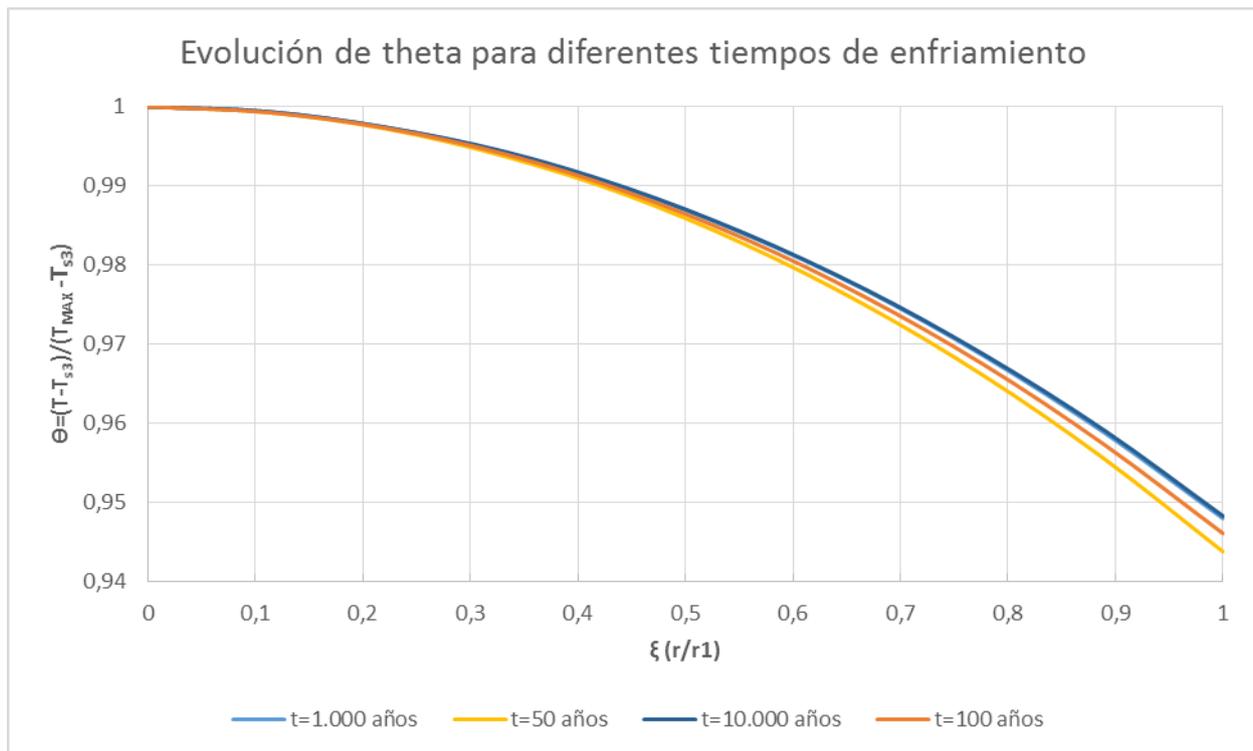


Figura 28. Evolución de theta con xi para diferentes tiempos de enfriamiento en el modelo 1.

6.2.2. Modelo 2: cápsula de almacenamiento

En este caso, tal y como se ha comentado en el punto 6.1 no existe generación de energía térmica.

En este modelo, las variables θ_{s1} y T_{s1} son entradas obtenidas del modelo anterior (ver Anexo B).

Tabla 10. Resultados del modelo 2 para un tiempo de enfriamiento de 50 años.

t=50 años						
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{s1} (°C)	T _{s2} (°C)	T _{Roca} (°C)
0,2140	1	0,9438	90,50	90,50	89,89	48,50
0,2407	1,125	0,9423	90,43	90,50	89,89	48,50
0,2673	1,249	0,9408	90,36	90,50	89,89	48,50
0,2940	1,374	0,9392	90,3	90,50	89,89	48,50
0,3207	1,498	0,9377	90,23	90,50	89,89	48,50
0,3473	1,623	0,9362	90,16	90,50	89,89	48,50
0,3740	1,748	0,9347	90,09	90,50	89,89	48,50
0,4007	1,872	0,9331	90,02	90,50	89,89	48,50
0,4273	1,997	0,9316	89,96	90,50	89,89	48,50
0,4540	2,121	0,9301	89,89	90,50	89,89	48,50

Tabla 11. Resultados del modelo 2 para un tiempo de enfriamiento de 100 años.

t=100 años						
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{S1} (°C)	T _{S2} (°C)	T _{Roca} (°C)
0,2140	1	0,9461	69,49	60,49	60,19	48,50
0,2407	1,125	0,9446	69,46	60,49	60,19	48,50
0,2673	1,249	0,9431	69,43	60,49	60,19	48,50
0,294	1,374	0,9416	69,39	60,49	60,19	48,50
0,3207	1,498	0,9401	69,36	60,49	60,19	48,50
0,3473	1,623	0,9386	69,33	60,49	60,19	48,50
0,3740	1,748	0,9371	69,29	60,49	60,19	48,50
0,4007	1,872	0,9356	69,26	60,49	60,19	48,50
0,4273	1,997	0,9341	69,23	60,49	60,19	48,50
0,454	2,121	0,9326	69,19	60,49	60,19	48,50

Tabla 12. Resultados del modelo 2 para un tiempo de enfriamiento de 1.000 años.

t=1.000 años						
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{S1} (°C)	T _{S2} (°C)	T _{Roca} (°C)
0,2140	1	0,9480	52,42	52,42	52,36	48,50
0,2407	1,125	0,9466	52,41	52,42	52,36	48,50
0,2673	1,249	0,9453	52,4	52,42	52,36	48,50
0,2940	1,374	0,9439	52,4	52,42	52,36	48,50
0,3207	1,498	0,9426	52,39	52,42	52,36	48,50
0,3473	1,623	0,9412	52,39	52,42	52,36	48,50
0,3740	1,748	0,9399	52,38	52,42	52,36	48,50
0,4007	1,872	0,9385	52,38	52,42	52,36	48,50
0,4273	1,997	0,9371	52,37	52,42	52,36	48,50
0,4540	2,121	0,9358	52,36	52,42	52,36	48,50

Tabla 13. Resultados del modelo para un tiempo de enfriamiento de 10.000 años.

t=10.000 años						
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{S1} (°C)	T _{S2} (°C)	T _{Roca} (°C)
0,2140	1	0,9483	49,62	49,62	49,60	48,50
0,2407	1,125	0,9469	49,62	49,62	49,60	48,50
0,2673	1,249	0,9455	49,62	49,62	49,60	48,50
0,294	1,374	0,9441	49,61	49,62	49,60	48,50
0,3207	1,498	0,9427	49,61	49,62	49,60	48,50
0,3473	1,623	0,9414	49,61	49,62	49,60	48,50
0,3740	1,748	0,9400	49,61	49,62	49,60	48,50
0,4007	1,872	0,9386	49,61	49,62	49,60	48,50
0,4273	1,997	0,9372	49,61	49,62	49,60	48,50
0,454	2,121	0,9358	49,60	49,62	49,60	48,50

Al igual que para el caso anterior, puede comprobarse que se cumplen las condiciones de contorno. A continuación, se presenta la evolución gráfica correspondiente a los resultados anteriores, en la que se puede apreciar como los perfiles son lineales (no existe generación de energía térmica). Además, tal y como ocurre en el caso anterior, los gradientes son más elevados a medida que el tiempo de enfriamiento es menor, de acuerdo con lo explicado en el modelo 1.

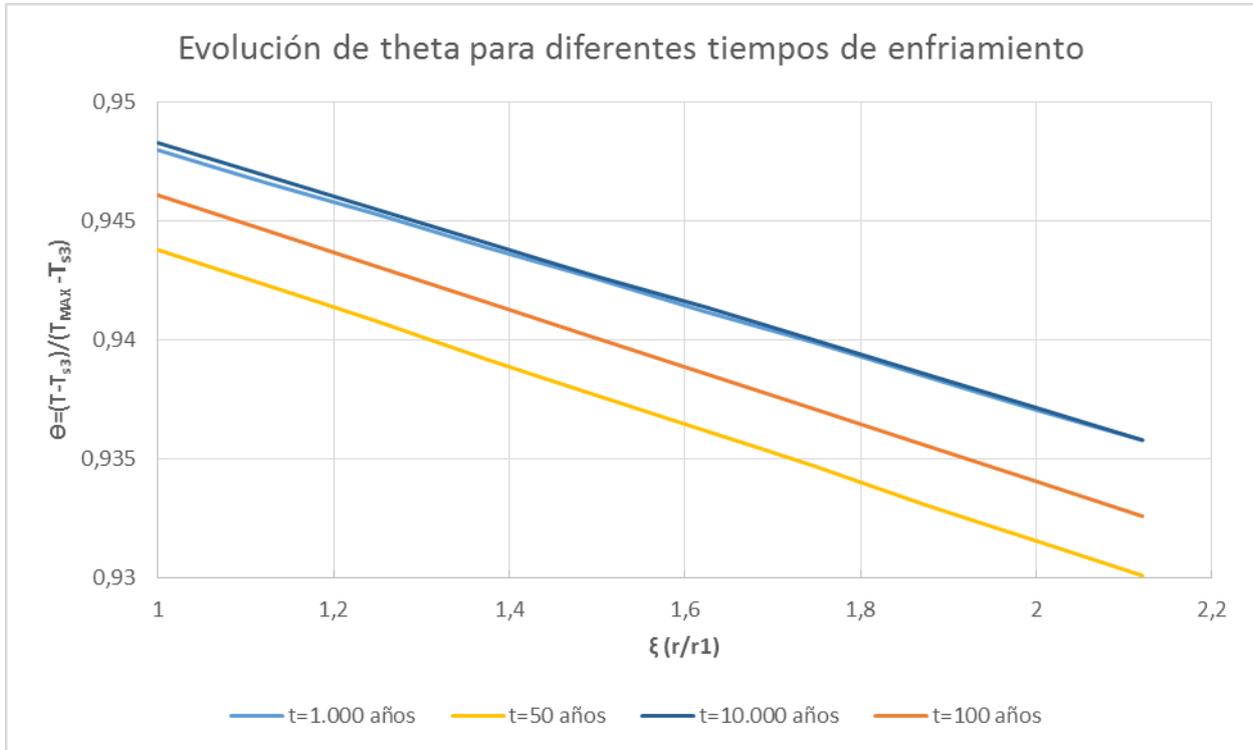


Figura 29. Evolución de theta con xi para diferentes tiempos de enfriamiento en el modelo 2.

6.2.3. Modelo 3: bentonita

Al igual que en el caso anterior, no existe generación de energía térmica, de modo que los perfiles de temperatura tienen un comportamiento lineal.

En este caso, las variables θ_{S2} y T_{S2} son resultados del modelo anterior (ver Anexo C).

Los resultados son los siguientes:

Tabla 14. Resultados del modelo 3 para un tiempo de enfriamiento de 50 años.

t=50 años					
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{S2} (°C)	T _{Roca} (°C)
0,4540	2,121	0,9301	89,89	89,89	48,50
0,5373	2,511	0,8268	85,29	89,89	48,50
0,6207	2,900	0,7234	80,69	89,89	48,50
0,7040	3,290	0,6201	76,09	89,89	48,50
0,7873	3,679	0,5167	71,49	89,89	48,50
0,8707	4,069	0,4134	66,9	89,89	48,50
0,9540	4,458	0,3100	62,3	89,89	48,50
1,0370	4,847	0,2067	57,7	89,89	48,50
1,1210	5,237	0,1033	53,1	89,89	48,50
1,2040	5,626	0	48,5	89,89	48,50

Tabla 15. Resultados del modelo 3 para un tiempo de enfriamiento de 100 años.

t=100 años					
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{S2} (°C)	T _{Roca} (°C)
0,4540	2,121	0,9326	69,19	69,19	48,5
0,5373	2,511	0,829	66,9	69,19	48,5
0,6207	2,9	0,7254	64,6	69,19	48,5
0,7040	3,29	0,6217	62,3	69,19	48,5
0,7873	3,679	0,5181	60	69,19	48,5
0,8707	4,069	0,4145	57,7	69,19	48,5
0,9540	4,458	0,3109	55,4	69,19	48,5
1,0370	4,847	0,2072	53,1	69,19	48,5
1,1210	5,237	0,1036	50,8	69,19	48,5
1,2040	5,626	0	48,5	69,19	48,5

Tabla 16. Resultados del modelo 3 para un tiempo de enfriamiento de 1.000 años.

t=1.000 años					
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{S2} (°C)	T _{Roca} (°C)
0,4540	2,121	0,9358	52,36	52,36	48,50
0,5373	2,511	0,8318	51,94	52,36	48,50
0,6207	2,900	0,7278	51,51	52,36	48,50
0,7040	3,290	0,6239	51,08	52,36	48,50
0,7873	3,679	0,5199	50,65	52,36	48,50
0,8707	4,069	0,4159	50,22	52,36	48,50
0,9540	4,458	0,3119	49,79	52,36	48,50
1,0370	4,847	0,2080	49,36	52,36	48,50
1,1210	5,237	0,1040	48,93	52,36	48,50
1,2040	5,626	0	48,50	52,36	48,50

Tabla 17. Resultados del modelo 3 para un tiempo de enfriamiento de 10.000 años.

t=10.000 años					
r (m)	xi	theta	T (°C)	T _{S2} (°C)	T _{Roca} (°C)
0,4540	2,121	0,9358	49,60	49,6	48,50
0,5373	2,511	0,8318	49,48	49,6	48,50
0,6207	2,900	0,7278	49,36	49,6	48,50
0,7040	3,290	0,6239	49,24	49,6	48,50
0,7873	3,679	0,5199	49,11	49,6	48,50
0,8707	4,069	0,4159	48,99	49,6	48,50
0,9540	4,458	0,3119	48,87	49,6	48,50
1,0370	4,847	0,2080	48,75	49,6	48,50
1,1210	5,237	0,1040	48,62	49,6	48,50
1,2040	5,626	0	48,50	49,6	48,50

Al igual que en los casos anteriores, se puede comprobar que se cumplen las condiciones de contorno, manteniéndose los gradientes de temperatura para diferentes tiempos de enfriamiento.

La representación de los resultados anteriores se muestra en la Figura. Se observa que los perfiles son prácticamente constantes con el tiempo.

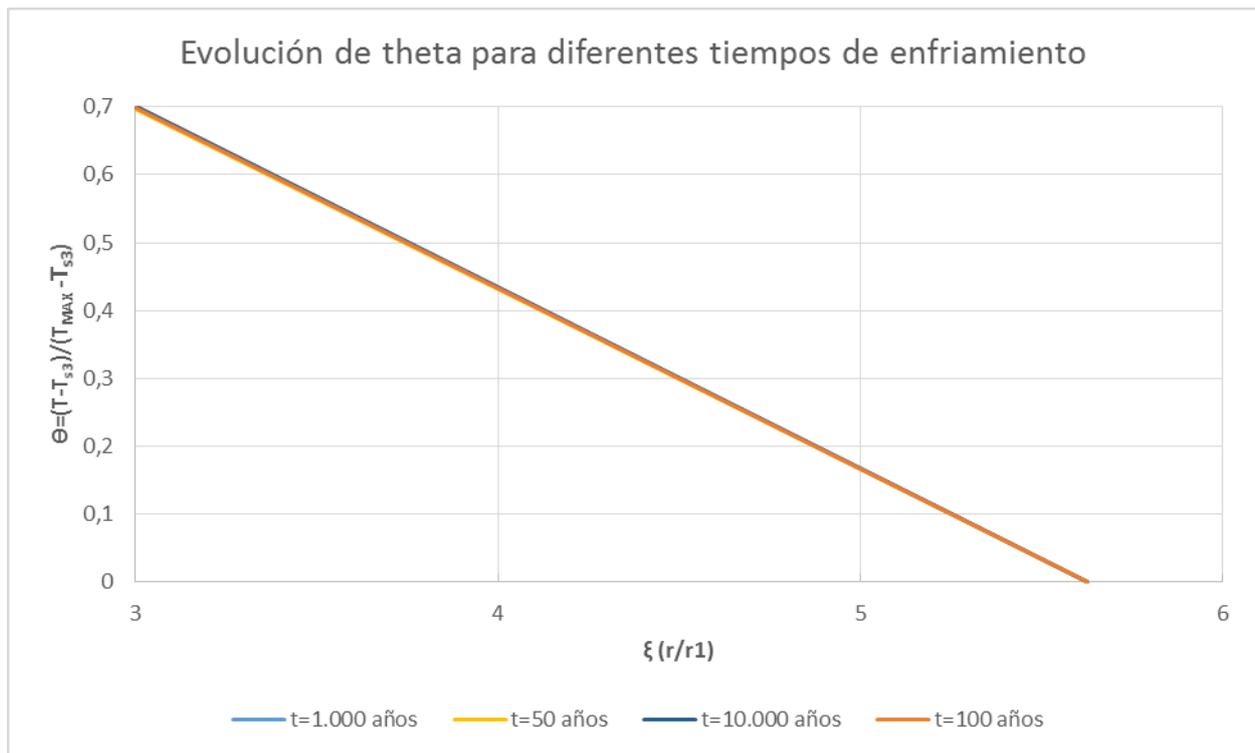


Figura 30. Evolución de theta con xi para diferentes tiempos de enfriamiento en el modelo 3.

6.2.4. Resultados para el sistema combustible-cápsula-bentonita

En este apartado se representan los resultados de los modelos anteriores (caso adimensional y resultados con temperaturas) para el conjunto combustible-cápsula-bentonita.

Se puede observar que en ningún caso se alcanza la temperatura crítica de 100°C [11] en la bentonita.

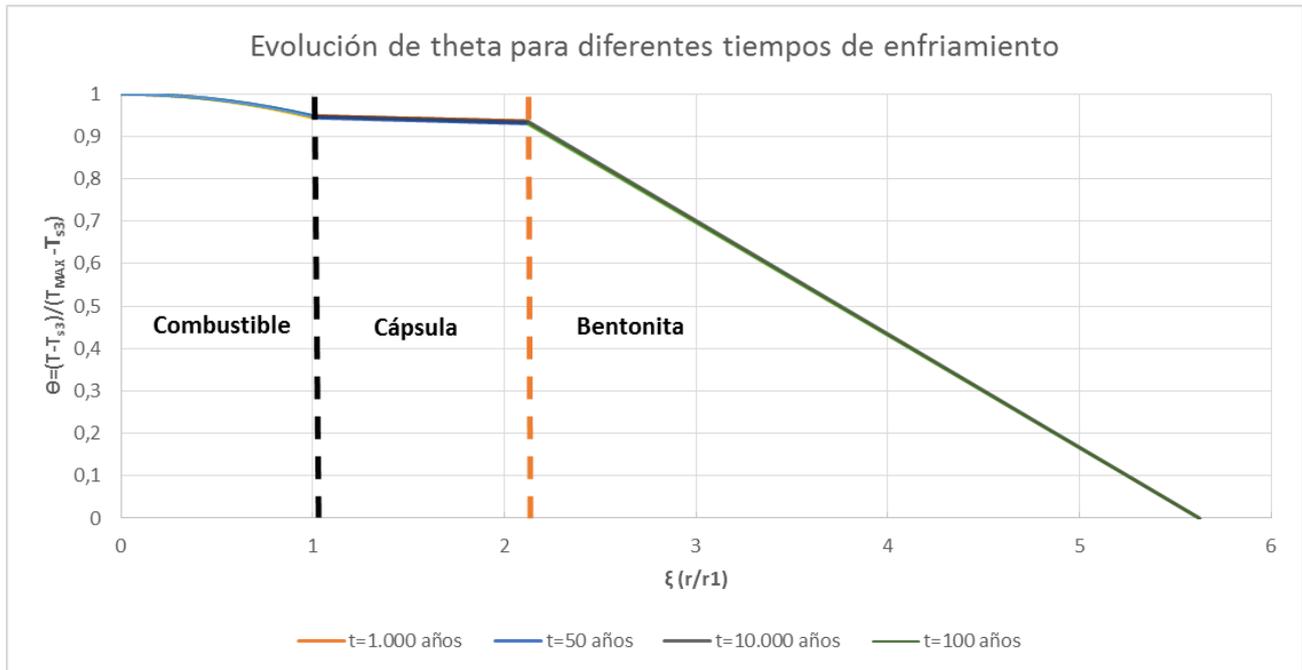


Figura 31. Evolución de theta para diferentes tiempos de enfriamiento en el conjunto combustible-cápsula-bentonita.

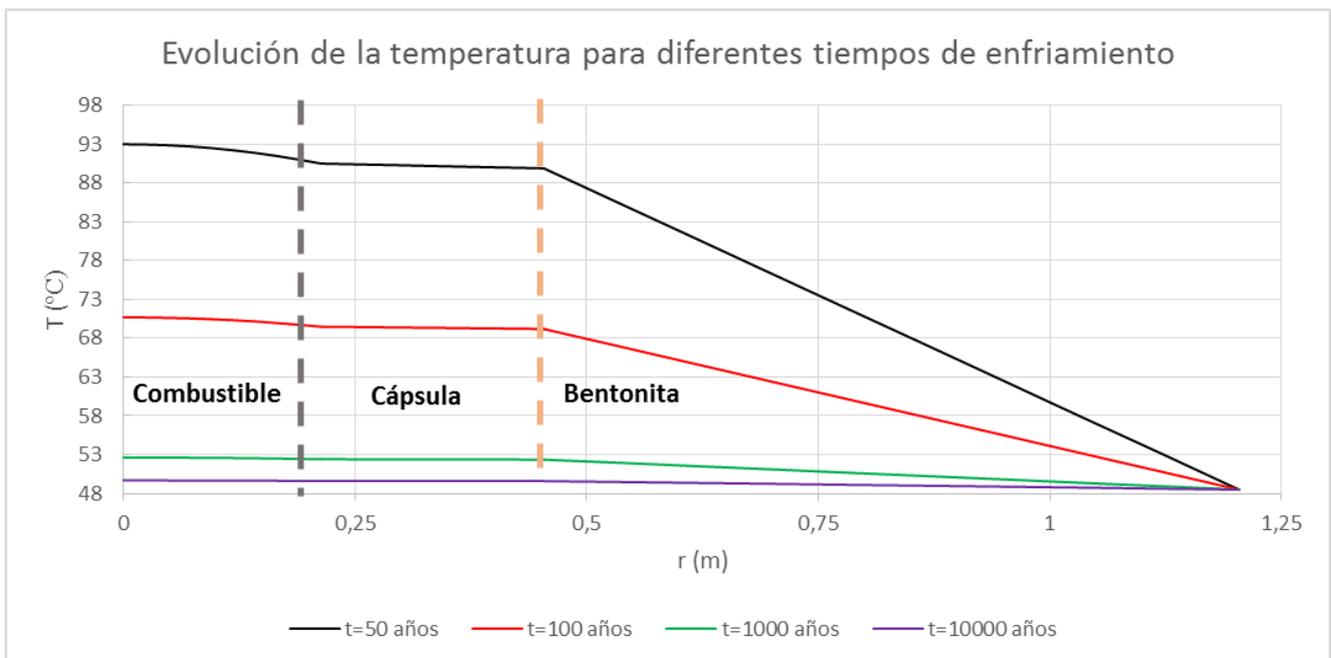


Figura 32. Evolución de la temperatura en el conjunto combustible-cápsula-bentonita.

6.2.5. Caso límite en bentonita

En este punto, se evalúan las condiciones críticas a las que podría alcanzarse la situación límite de temperatura en la bentonita, para el supuesto caso en el que el tiempo de enfriamiento previo de los elementos de combustible nuclear gastado en las piscinas de las centrales, en los almacenes temporales individualizados (ATI) o en un almacén temporal centralizado (ATC) no haya sido suficiente.

Se obtiene que para los tiempos de enfriamiento evaluados (10 y 30 años), la temperatura en la bentonita es superior a los 100°C (ver Figura 33). Por tanto, es importante tener en cuenta que no es recomendable introducir en el AGP elementos de combustible gastado que hayan experimentado un tiempo de enfriamiento inferior a los 50 años

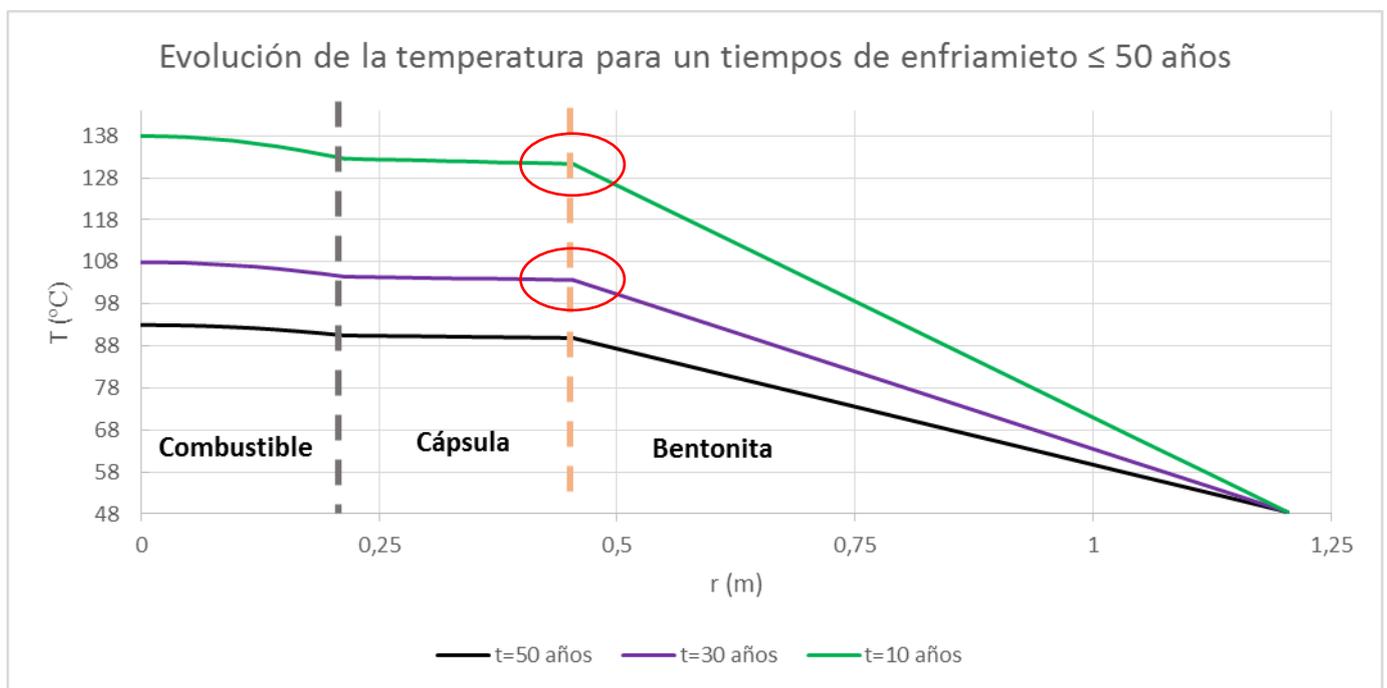


Figura 33. Alcance de temperatura crítica en bentonita para tiempo de enfriamiento <50 años.

6.3. Influencia reacciones químicas

En este punto se evalúa la influencia que las reacciones químicas, entre el agua y el combustible, puedan tener sobre el modelo de transferencia de calor.

Para ello, es importante evaluar el calor de reacción de dichas reacciones y compararlo con el calor generado por el elemento combustible (ver Figura 23). En el hipotético caso de que el calor de reacción y el calor generado por el combustible fueran del mismo orden, sería necesario replantear el modelo anterior para períodos superiores a 1000 años (límite de integridad de la cápsula y penetración del agua en la misma) y tener en cuenta la influencia de dichas reacciones, puesto que estas tendrían un efecto sobre la temperatura, viéndose comprometida la restricción de temperatura en la bentonita (100°C [11]).

Para la evaluación del efecto anterior se ha hecho un balance de energía, en el que se ha estimado el valor que debería de tener la constante cinética de las reacciones para que el calor liberado fuera del orden del emitido por los elementos combustibles. Dicho de otra forma, se ha realizado una comparativa entre la constante cinética de la reacción en condiciones estándar¹¹ ($k_{referencia}$) y la constante cinética de la misma para llegar a emitir el calor generado por los elementos combustibles (k). De este modo, es posible comparar los órdenes de magnitud de los dos casos y llegar a la conclusión de si es posible despreciar el efecto de las reacciones químicas.

Señalar que se evalúan tiempos superiores a 1000 años, es decir, cuando es posible (según lo comentado en numerosas ocasiones) que el agua entre en contacto con el combustible.

El balance de energía realizado es el siguiente:

$$(-r_A) \cdot \varepsilon \cdot V_{combustible} \cdot (-\Delta H_r) = Q_{elementos} \quad \text{(Ecuación 25)}$$

Donde:

$$(-r_A): \text{velocidad intrínseca de reacción } \left(\frac{mol}{m^3_{combustible} \cdot s}\right)$$

$$\varepsilon: \text{porosidad del combustible para un grado de quemado específico } \left(\frac{m^3_{poro}}{m^3_{combustible}}\right)$$

$$V_{pastilla}: \text{volumen pastilla } (m^3)$$

$$\Delta H_r: \text{entalpía de reacción } \left(\frac{kJ}{mol}\right)$$

$$Q_{elementos}: \text{calor liberado por los elementos combustibles (kW)}$$

¹¹ Temperatura=25°C; Presión=1,013 atm

Para una reacción genérica del tipo:



La velocidad de reacción, sigue la siguiente ecuación:

$$(-r_A) = k \cdot C_C^c \cdot C_D^d \quad \text{(Ecuación 26)}$$

Donde:

k: constante cinética de reacción $\left(\frac{m^3}{mol \cdot s}\right)$

C_i: concentración de los productos de reacción

La entalpía de reacción se ha calculado haciendo uso de la siguiente ecuación:

$$\Delta H_{r,T} = \Delta H_f^\circ + \Delta_{cp} * (T - T_{ref}) \quad \text{(Ecuación 27)}$$

Donde:

ΔH_f° : entalpía de formación estándar $\left(\frac{kJ}{mol}\right)$

Δ_{cp} : variación de la capacidad calorífica $\left(\frac{kJ}{molK}\right)$

T: temperatura de reacción (K)

T_{ref} : temperatura de referencia (K)

Las reacciones seleccionadas, que tienen lugar entre el combustible y el agua son las siguientes:



Para simplificar la ecuación 26, se asume que la reacción tiene lugar a la temperatura de referencia de tablas termodinámicas¹². Para que el cálculo fuera consistente, se debería de evaluar a la temperatura a la que se encuentra el combustible, de acuerdo con lo obtenido en los resultados del modelo de transferencia de calor. Sin embargo, no se dispone de datos para la capacidad calorífica de estos elementos, de modo que para simplificar la ecuación se ha optado por asumir que la temperatura de reacción es la de referencia.

De acuerdo a lo anterior, se asume que:

¹² T_{ref}=25°C

$$\Delta H_{r,T} = \Delta H_f^\circ$$

Calculándose la entalpía de formación estándar de la reacción como:

$$\Delta H_f^\circ = n \sum H_f^\circ \text{ productos} - m \sum H_f^\circ \text{ reactivos} \quad (\text{Ecuación 27})$$

Siendo n y m los coeficientes estequiométricos de productos y reactivos respectivamente.

En las siguientes tablas, se muestran las entalpías de formación estándar para los elementos de las reacciones seleccionadas:

Tabla 18. Entalpías de formación para los elementos de la reacción 4 [25].

$P_u^{3+} + P_u O_2^{2+} \leftrightarrow P_u^{4+} + P_u O_2^+$	H_f° (kJ/mol)
P_u^{3+}	-591,79
$P_u O_2^{2+}$	-910,13
P_u^{4+}	-539,90
$P_u O_2^+$	-822,04

Tabla 19. Entalpías de formación para los elementos de la reacción 5 [25].

$U^{3+} + UO_2^{2+} \leftrightarrow U^{4+} + UO_2^+$	H_f° (kJ/mol)
U^{3+}	-489,10
UO_2^{2+}	-1.019,00
U^{4+}	-591,20
UO_2^+	-1.025,13

Los resultados obtenidos para las constantes cinéticas, en función de los tiempos de enfriamiento son los siguientes:

Tabla 20. Resultados obtenidos para la reacción 4.

$P_u^{3+} + P_u O_2^{2+} \leftrightarrow P_u^{4+} + P_u O_2^+$					
t=1.000 años					
$Q_{elementos}$ (kW) ¹³	ΔH_f° (kJ/mol)	$k_{referencia}$ (m ³ /mols) [26]	$C_{P_u^{4+}}$ (mol/m ³)	$C_{P_u O_2^+}$ (mol/m ³)	k (m ³ /mols)
0,112	-36,196	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$2,4 \cdot 10^{-5}$	$2,4 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^8$
t=10.000 años					
$Q_{elementos}$ (kW)	ΔH_f° (kJ/mol)	$k_{referencia}$ (m ³ /mols) [26]	$C_{P_u^{4+}}$ (mol/m ³)	$C_{P_u O_2^+}$ (mol/m ³)	k (m ³ /mols)
0,112	-36,196	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$2,4 \cdot 10^{-5}$	$2,4 \cdot 10^{-5}$	$3,47 \cdot 10^7$

Tabla 21. Resultados obtenidos para la reacción 5.

$U^{3+} + UO_2^{2+} \leftrightarrow U^{4+} + UO_2^+$					
t=1.000 años					
$Q_{elementos}$ (kW)	ΔH_f° (kJ/mol)	$k_{referencia}$ (m ³ /mols) [26]	$C_{U^{4+}}$ (mol/m ³)	$C_{UO_2^+}$ (mol/m ³)	k (m ³ /mols)
0,112	-108,23	55	1×10^{-3}	1×10^{-3}	$3,12 \times 10^4$
t=10.000 años					
$Q_{elementos}$ (kW)	ΔH_f° (kJ/mol)	$k_{referencia}$ (m ³ /mols) [26]	$C_{P_u^{4+}}$ (mol/m ³)	$C_{P_u O_2^+}$ (mol/m ³)	k (m ³ /mols)
0,112	-108,23	55	1×10^{-3}	1×10^{-3}	$6,68 \times 10^3$

¹³ Ver figura 23 [11] para los tiempos considerados y aplicar para 4 elementos combustibles (capacidad de la cápsula)

De acuerdo a los resultados anteriores, se observa que el valor de las constantes cinéticas necesario para alcanzar el calor generado por el elemento combustible, es varios órdenes de magnitud superior al valor de referencia [25] de las reacciones estudiadas. Por tanto, se puede asumir que las reacciones químicas no van a influir en el modelo de transferencia de calor, pues se puede despreciar el efecto de dichas reacciones en comparación con el calor liberado por el elemento combustible. Dicho de otra forma, se desprecian los procesos redox que puedan influir en los procesos térmicos.

7. INCREMENTO DE LA PRESIÓN EN LA CÁPSULA TRAS DEGRADACIÓN DE LA VAINA

Como se ha comentado en el punto 3.3 (casos de estudio), el incremento de la presión en el interior de la cápsula debido a la degradación de las vainas es un fenómeno de interés en el presente proyecto, puesto que puede comprometer la seguridad del repositorio.

En este apartado se establece cómo evoluciona la presión en el interior de la vaina y, una vez que se produce la degradación de la misma, en la cápsula, evaluándose el efecto que tiene la liberación de gases. Los períodos escogidos para realizar dicha evaluación, se encuentran comprendidos (tal y como se describe en la Figura 16) entre el instante en el que se introducen los elementos en el repositorio y se clausura el mismo (50 años) y el límite de integridad considerado para la cápsula (1000 años). Más allá de este período, no tiene sentido evaluar el efecto de la presión generada por los gases, puesto que el agua penetra en la cápsula y disuelve a los mismos.

7.1. Evolución de la presión en la vaina

Como se establece en el punto 3.1, la degradación de las vainas lleva consigo la liberación de elementos presentes en el combustible gastado (ver tabla 2). En el caso de que no exista agua en contacto con el combustible (tiempo inferior a 1000 años), los elementos liberados en caso de rotura serán aquellos que se encuentren en estado gaseoso, es decir, el helio utilizado para presurizar las vainas (ver punto 2.2.1) y los gases nobles generados por el combustible durante la estancia del mismo en el reactor (ver tabla 2).

Sin embargo, no todos los gases generados debido al decaimiento radiactivo se van a difundir a través de la pastilla, hasta conseguir liberarse al exterior de la misma. Únicamente los radionucleidos gaseosos que se encuentren en los huecos libres y límites de grano serán los que tengan mayor posibilidad de difundirse [19]. Se estima que, para un grado de quemado de 40.000 MWd/tU y un grado de enriquecimiento del dióxido de uranio del 4,1% en peso (especificaciones del combustible de referencia según punto 5.1), la cantidad de gases liberados es, aproximadamente, del 1,5% (ver Figura 34 [19]):

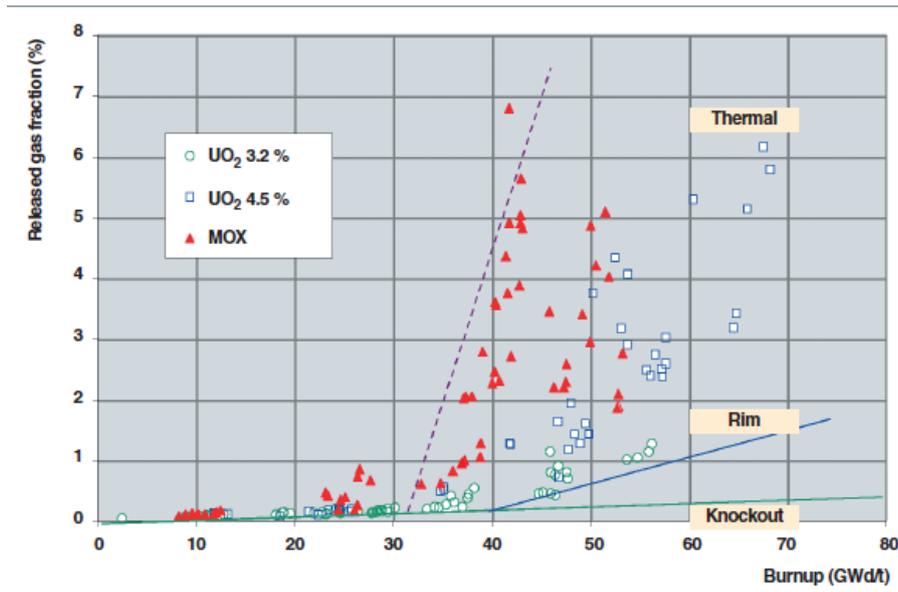


Figura 34. Fracción de gases liberados a través de la pastilla [19].

De acuerdo a lo anterior, podría pensarse que la presencia de gases no va a suponer una situación de peligro en el repositorio, en caso de rotura de las vainas. Sin embargo, ha de tenerse en cuenta que en el interior de las vainas, previamente a la generación de estos gases, ya existe helio (tal y como se ha comentado en numerosas ocasiones). De igual forma ocurre en los huecos libres disponibles entre el elemento combustible y la cápsula, donde se tiene aire. La presencia de aire se evalúa en el siguiente punto.

Para la estimar la evolución de la presión en la vaina se considera lo siguiente:

- Se asume que el volumen ocupado por el muelle en el interior de la vaina es despreciable. Siendo el volumen disponible para ocupar por gas el correspondiente a la parte superior de la vaina.
- Se parte de un inventario de helio correspondiente con las condiciones existentes en el momento de fabricación de la vaina: vaina presurizada a 30 bar y una temperatura de 25°C.
- El período de evaluación está comprendido entre los 50 (introducción de los elementos en el AGP) y los 100 años (límite de integridad de las vainas).
- La masa de radionucleidos aumenta con el tiempo, debido a que se acumulan en la vaina hasta que se produce la rotura en $t=100$ años. Se desprecia difusión de gases a través del revestimiento de la vaina.
- Únicamente se libera de la pastilla el porcentaje de gases nobles que se encuentra en huecos libres y límites de grano, es decir, el 1,5% para el combustible elegido como referencia (grado quemado 40.000 MWd/tU (ver Figura 34 [19])).
- La tasa de generación de radionucleidos de la Figura 25 [11], está referida a un elemento combustible, que contiene 264 vainas.
- Se evalúa una única vaina.
- Los valores de temperatura para diferentes tiempos de enfriamiento, se corresponden con los resultados obtenidos en el modelo 1 de transferencia de calor (punto 6.2.1) resolviendo para los intervalos de tiempo considerados.
- Se asume comportamiento ideal para los gases considerados.

En primer lugar, es necesario calcular la cantidad de helio presente en la vaina en el momento de su fabricación. Teniendo en cuenta la tabla 5 [15] y la Figura 6 [18] (punto 2.2.1), puede calcularse el volumen de helio disponible ($V_{\text{helio/vaina}}$). Haciendo uso de la densidad del helio (25°C, 30 bar) y del peso molecular del mismo (PM), se obtiene el número de moles de helio que existe en la vaina (n_{vaina}) en el momento de la fabricación de la misma:

Tabla 22. Cantidad de helio en el instante inicial.

D _{exterior} (m)	e _{revestimiento} (m)	D _{huelgo} (m)	L _{cble} (m)	L _{libre} (m)	densidad (kg/m ³)	PM (g/mol)	V _{helio/vaina} (m ³)	n _{vaina} (mol)
9,14·10 ⁻⁰³	5,72·10 ⁻⁰⁴	1,60E-04	3,48	0,18	4,80	4,00	1,06·10 ⁻⁰⁵	0,013

Una vez calculado esto, haciendo uso de la Figuras 25 [11] y 34 [19], y teniendo en cuenta que, aproximadamente un 0,73% (estimado a partir de Figura 17 [14]) de la masa de radionucleidos generada ($m_{\text{radionucleidos}}$) se corresponde con gases nobles, puede estimarse la masa de gases ($n_{\text{Gases,difundidos}}$) para diferentes intervalos de tiempo. Teniendo en cuenta la temperatura correspondiente al intervalo de tiempo evaluado (modelo transferencia calor), se puede estimar la presión en diferentes instantes (ver tabla 23).

Dicha presión se corresponde con la generada por el helio y por los gases nobles difundidos.

Tabla 23. Presión generada en el interior de la vaina para diferentes instantes de tiempo.

Tiempo (años)	Tasa generación (mol/s) ¹⁴	m _{radionucleidos} (mol) ¹⁵	n _{Gases,difundidos} (mol)	T (K)	P (bar) ¹⁶
50	4,40·10 ⁻¹¹	3,65·10 ⁻⁰⁹	4,00·10 ⁻¹³	366,00	36,01
70	3,15·10 ⁻¹¹	4,28·10 ⁻⁰⁹	4,68·10 ⁻¹³	351,11	34,55
100	6,29·10 ⁻¹¹	4,47·10 ⁻⁰⁹	4,89·10 ⁻¹³	343,69	33,82

Se observa como la cantidad de gases difundidos es extremadamente baja, si se compara con el helio presente en la vaina. De modo que se asume que los gases liberados no tienen influencia en la presión generada en la vaina, sino que es función únicamente del helio.

De acuerdo con los resultados anteriores puede observarse como la presión disminuye a medida que avanza el tiempo.

Se pueden observar dos efectos contrapuestos:

- Aumento del inventario de gases con el tiempo.
- Disminución de la temperatura con el tiempo de enfriamiento.

De los efectos anteriores, la temperatura tiene un efecto mayor, pues, aunque no decae excesivamente (un máximo de 20°C), el inventario de gases permanece prácticamente constante desde el instante inicial, ya que la cantidad de gases liberados es muy baja (1,5% de los que se generan). Además, se está tratando con gases, de modo que las variaciones de temperatura tienen un efecto importante.

¹⁴ Para pasar a mol/s, se divide por el Número de Avogadro: 6,022·10²³ átomos/mol

¹⁵ La masa de radionucleidos correspondiente a t=50 años, tiene en cuenta la acumulación previa, desde un tiempo de enfriamiento de t=10 años (valor más bajo disponible en figura 25 [11]).

¹⁶ La constante de los gases ideales, R, tiene un valor de 0,0082 atmL/molK. Se considera el volumen que puede ocupar el helio en la vaina (ver tabla 22)

7.2. Evolución de la presión en la cápsula

Al igual que para el caso anterior, se parte de las siguientes consideraciones:

- Se asume que en $t=100$ años se degradan todas las vainas de forma simultánea, liberándose el helio y gases nobles que ocupan el interior de las mismas hacia los espacios libres del conjunto elemento-cápsula.
- En el momento en el que se introducen los elementos combustibles en la cápsula y esta se cierra, existe aire en condiciones ambiente (25°C y 1 bar) ocupando el espacio libre existente entre las vainas (ver Figuras 8 [15] y 9 [18] punto 2.2.2).
- Se considera que, una vez degradadas las vainas, los gases generados por el decaimiento radiactivo son liberados directamente a la cápsula, manteniendo que únicamente se difunde el porcentaje correspondiente que se encuentra en límites de grano y huecos libres.
- La cápsula seleccionada como referencia tiene una capacidad para albergar 4 elementos combustibles (ver punto 5.7).
- El período de evaluación comprende entre los 100 y los 1000 años de enfriamiento. En $t=1000$ años, se asume que las cápsulas se degradan, penetra en agua y los gases se diluyen en la misma, siendo transportados hacia la bentonita.

Para estimar el volumen de aire retenido en los huecos libres entre el elemento combustible y la cápsula, se tienen en cuenta las dimensiones de las vainas y de los elementos combustibles (ver puntos 5.2 y 5.3 correspondientes a las bases de cálculo), calculándose el volumen de aire ($V_{\text{aire,elemento}}$) como la diferencia entre el volumen del elemento combustible (macizo) y el ocupado por las vainas.

Tabla 24. Cantidad de aire contenida en el espacio libre entre el elemento combustible y la cápsula.

V_{elemento}^{17} (m^3)	D_{exterior} (m)	L_{vaina} (m)	V_{vainas} (m^3)	$V_{\text{aire,elemento}}$ (m^3)	Densidad (kg/m^3)	PM (g/mol)	n_{aire} (mol)
0,21	$9,14 \cdot 10^{-03}$	3,65	0,06	0,14	1,17	29	5,76

Dicha cantidad de aire está disponible desde el instante inicial en el que se introducen los elementos combustibles en las cápsulas.

La cantidad de helio disponible para ser liberado por un elemento, se corresponde con el existente en las 264 vainas que lo componen (ver punto 5.3). Conociendo la cantidad de helio existente en una vaina (ver tabla 22), se obtiene que un elemento combustible puede liberar una cantidad de helio correspondiente a:

$$n_{\text{HelioElemento}} = 3,36 \text{ mol}$$

Una vez obtenido esto, la presión total se va a determinar como la suma de la presión generada por: el helio liberado, el aire disponible en la cápsula, los gases generados por decaimiento radiactivo. Todo ello evaluado para un total de 4 elementos combustibles, que se encuentran almacenados en una cápsula.

¹⁷ Considerando un elemento macizo PWR de dimensiones: $0,214 \times 0,214 \times 4,5$ m.

Tabla 25. Presión generada en el interior de la cápsula.

Tiempo (años)	Tasa generación (mol/s) ¹⁸	m _{radionucleidos} (mol)	n _{Gases,difundidos} (mol)	T (K)	P (bar) ¹⁹
100	$1,66 \cdot 10^{-09}$	$4,46 \cdot 10^{-09}$	$4,89 \cdot 10^{-13}$	343,60	7,19
300	$4,98 \cdot 10^{-10}$	$1,04 \cdot 10^{-07}$	$1,13 \cdot 10^{-11}$	330,36	6,91
500	$1,66 \cdot 10^{-10}$	$1,37 \cdot 10^{-07}$	$1,50 \cdot 10^{-11}$	328,88	6,88
700	$1,16 \cdot 10^{-10}$	$1,60 \cdot 10^{-07}$	$1,75 \cdot 10^{-11}$	325,93	6,82
1000	$8,30 \cdot 10^{-11}$	$1,85 \cdot 10^{-07}$	$2,03 \cdot 10^{-11}$	322,68	6,75

Al igual que en el caso de las vainas, la presión generada por los gases liberados debido al decaimiento radiactivo es despreciable, dado que la cantidad de gases es extremadamente baja, en comparación con el aire y el helio.

Resulta de interés, estimar la presión a la que se encuentra el aire contenido en la cápsula en el instante previo a la degradación de las vainas, para así evaluar el incremento de presión experimentado por la cápsula en el momento de la liberación de los gases difundidos y el helio.

Para ello, se evalúa la presión a la que se encuentra el aire en un tiempo correspondiente a t=99 años, obteniéndose el siguiente resultado:

$$P_{\text{aire}} = 4,54 \text{ bar}$$

La presión anterior se corresponde con la generada por el aire que ocupa los espacios libres correspondientes a las 4 cavidades de la cápsula que albergan elementos combustibles.

De este modo, se estima que en el instante en el que se produzca la degradación de las vainas, la cápsula experimenta una sobrepresión de **2,65 bar**²⁰.

La evolución de la presión con el tiempo es igual que para el caso de la vaina, aplicándole las conclusiones establecidas tras la tabla 23.

De acuerdo a los resultados obtenidos, se puede asumir que la presión generada en el conjunto elemento-cápsula, durante los primeros 1000 años, se debe a la presencia de helio y aire. Más allá de este límite de batería físico (cápsula), los errores cometidos al estimar la presión podrían ser considerables si únicamente se tienen en cuenta los gases nobles generados, el helio contenido en las vainas y el aire contenido en las cavidades de la cápsula, debido a que, como se ha visto en el punto 3.2 (reacciones 2 y 3 [14]), durante la degradación de la cápsula se genera hidrógeno. De modo que sería necesario estimar la cantidad generada durante la reacción.

En cuanto a los valores obtenidos de presión, resulta necesario que la cápsula de almacenamiento contemple una presión de diseño tal que pueda resistir la sobrepresión generada en el caso más desfavorable estudiado: la degradación simultánea de todas las vainas.

¹⁸ Para pasar a mol/s, se divide por el Número de Avogadro: $6,022 \cdot 10^{23}$ átomos/mol

¹⁹ La constante de los gases ideales, R, tiene un valor de 0,0082 atmL/molK. Se considera el volumen disponible que pueden ser ocupado (ver tabla 24, $V_{\text{aire,elemento}}$).

²⁰ Pasa de 4,9 bar (presión generada únicamente por el aire) a 7,19 bar en el instante en el que se libera el helio y los gases de la vaina.

8. MODELO PARA LA TRANSFERENCIA DE MATERIA

Como se comentado a lo largo de todo el documento, se asume que la cápsula tiene una integridad de 1000 años [11], momento en el cual el agua presente en la bentonita penetra en la cápsula y entra en contacto con el combustible almacenado en la misma.

Cuando esto ocurre, los radionucleidos presentes en la matriz de dióxido de uranio (UO_2), son disueltos en el agua y transportados a través de la cápsula hacia la bentonita.

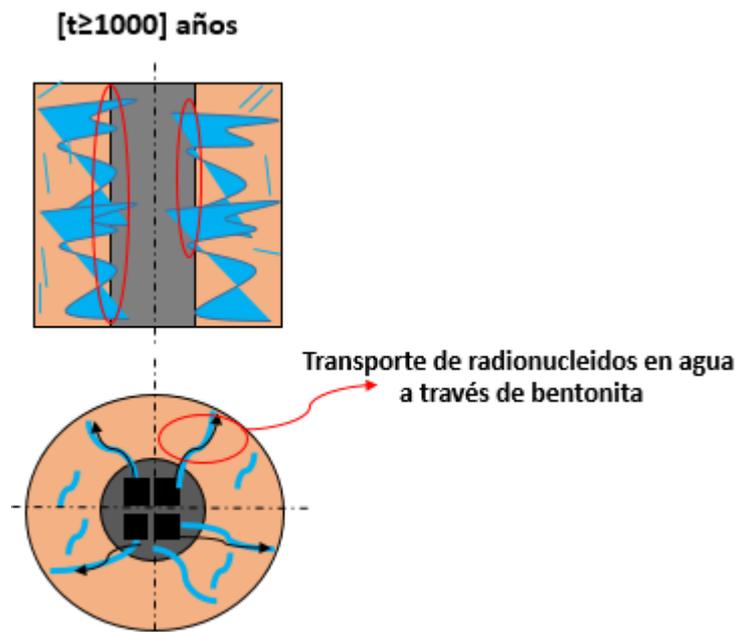


Figura 35. Degradación de la cápsula y contacto del agua presente en la bentonita con el combustible.

Sin embargo, no todos los radionucleidos alcanzan la bentonita, puesto que, debido a las condiciones reductoras presentes en el repositorio como consecuencia de los productos de degradación de las cápsulas (H_2 , Fe_2O_3 , Fe_3O_4 , $\text{Fe}(\text{OH})_2$), aquellos radionucleidos sensibles a oxidarse o reducirse, como los actínidos minoritarios, tienen una dificultad añadida para atravesar la barrera de la cápsula y llegar a la bentonita [14].

En la bentonita, tiene lugar la retención de algunos radionucleidos por diferentes procesos: intercambio iónico, absorción, precipitación, etc, siendo el proceso de intercambio iónico el considerado como principal en este proyecto, tal y como se ha comentado en el punto 2.2.4.

De los radionucleidos generados tras el proceso de quemado en el reactor (ver tabla 2 y Figura 15 [14]), el anión I^- , se absorbe débilmente en la superficie de la arcilla, de modo que es uno de los radionucleidos con mayor oportunidad de difundirse a través de la bentonita y la roca. Además, tiene un período de semidesintegración elevado ($15,7 \cdot 10^6$). Lo mismo ocurre con tecnecio y neptunio (períodos de semidesintegración de $2,14 \cdot 10^5$ y $2,14 \cdot 10^6$ años respectivamente), que oxidados a los iones neptunil (NpO_2^+) y pertecnetato (TcO_4^-), adquieren una movilidad considerable. Por el contrario, estroncio y cesio tienden a quedar absorbidos por intercambio iónico [20].

8.1. Planteamiento del modelo teórico

Tras realizar el modelo de transferencia de calor, en un primer instante, se puede llegar a razonar el problema de transferencia de materia de la misma forma, es decir, haciendo uso de la ecuación de difusión de materia en coordenadas cilíndricas [24]:

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(D_{AB} r \frac{\partial C_A}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial \phi} \left(D_{AB} \frac{\partial C_A}{\partial \phi} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(D_{AB} \frac{\partial C_A}{\partial z} \right) + \lambda' = \frac{\partial C_A}{\partial t} \quad \text{(Ecuación 28)}$$

Donde:

D_{AB} : Difusividad de radionucleidos (A) en medio sólido (B) $\left(\frac{m^2}{s} \right)$

C_A : Concentración de radionucleidos $\left(\frac{mol}{m^3} \right)$

λ' : Generación volumétrica de radionucleidos $\left(\frac{mol}{m^3 s} \right)$

Teniendo en cuenta que el material es isótropo²¹ y que la longitud de los elementos es infinita²², se pueden despreciar los términos azimutal $\left(\frac{\partial C_A}{\partial \phi} \right)$ y axial $\left(\frac{\partial C_A}{\partial z} \right)$ respectivamente.

En el caso del término de acumulación $\left(\frac{\partial C_A}{\partial t} \right)$, para que este pueda despreciarse, ha de asumirse que la velocidad de generación de los radionucleidos es del mismo orden que el flujo difusivo de los mismos en el sistema: elemento – cápsula – bentonita. Sin embargo, si se compara la tasa de generación (ver Figura 25 [11]), con las difusividades de los radionucleidos a través de la matriz de dióxido de uranio ($D \approx 10^{-19} \text{ m}^2/\text{s}$) [27] y de la bentonita ($D \approx 10^{-14} \text{ m}^2/\text{s}$) [28], se puede estimar que los flujos de radionucleidos van a ser órdenes de magnitud inferiores a la generación de los mismos.

Además, la solubilidad de radionucleidos en agua es muy baja (ver Figura 36 [14]), de modo que se puede asumir, tal y como se justifica más adelante, que el agua en contacto con el combustible se satura rápidamente, teniendo esto un efecto directo sobre la acumulación de radionucleidos en el combustible.

²¹ El material no cambia sus propiedades con las coordenadas espaciales.

²² La relación longitud/diámetro de los elementos es mayor a 10, de modo que se considera un elemento infinito, despreciándose la difusión en dirección axial.

Radionucleido	Grupo	SOLUBILIDAD (mol/l)	
		5 ≤ pH ≤ 7	7 < pH ≤ 11
Cs	1	alta	alta
Ni	1	alta	alta
I	1	alta	alta
Cl	1	alta	alta
H	1	alta	alta
Ac	1	alta	alta
Nb	1	alta	alta
Ra	2	1e-6 a 1e-3	1e-6 a 1e-3
Sr	2	1e-4 a 1e-1	1e-4 a 1e-1
C	2	1e-3 a 1e-1	1e-3 a 1e-1
Pa	2	1e-7 a 1e-6	1e-7 a 1e-6
Th	2	1e-15 a 1e-7	1e-15 a 1e-7
Np	2	1e-12 a 1e-8	1e-12 a 1e-8
Zr	2	1e-7 a 1e-3	1e-7 a 1e-3
Pu	3	1e-4 a 1e-1	1e-10 a 1e-3
Am	3	1e-8 a 1e-2	1e-14 a 1e-7
Cm	3	1e-5 a 1e-3	1e-10 a 1e-4
Sm	3	1e-6 a 1e-4	1e-14 a 1e-6
U	3	1e-6 a 1e-7	1e-9 a 1e-4
Tc	4	1e-15 a 1e-13	1e-15 a alta
Pb	4	1e-15 a 1e-4	1e-9 a 1e-3

Figura 36. Solubilidades de los radionucleidos en el agua a una temperatura de 75°C en condiciones reductoras (Eh < 150 mV) [14].

Dicho lo anterior, la ecuación a modelar sería la siguiente:

$$\frac{dC_A}{dr} + r \frac{d^2C_A}{dr^2} + \frac{\lambda r}{D_{AB}} = \frac{r}{D_{AB}} \frac{dC_A}{dt} \quad \text{(Ecuación 29)}$$

Además, se tienen las siguientes consideraciones:

- La generación volumétrica de radionucleidos tiene lugar únicamente en el combustible.
- Se desprecian los efectos de difusión de radionucleidos a través de la cápsula de acero al carbono.
- A lo largo de la cápsula únicamente tiene lugar el transporte de radionucleidos hacia la bentonita.
- La concentración de radionucleidos en el agua, se corresponde con la solubilidad de estos en la misma (ver Figura 36 [14]).
- Dado que las cantidades de agua presentes en la cápsula son muy pequeñas (las grietas generadas, para ensayos en laboratorio, son del orden de 40µm [29]), se asume que el agua se satura al instante, si se compara el tiempo de saturación del agua con los tiempos evaluados en el proceso.
- En el instante de la rotura de la cápsula, la concentración de radionucleidos en la bentonita es cero.
- A medida que aumenta el tiempo, mayor cantidad de radionucleidos se acumulan en la bentonita.
- El límite de retención de la bentonita viene determinado por la capacidad de intercambio iónico de la misma.
- Se asume que la retención de radionucleidos en la bentonita se debe, exclusivamente, a su capacidad de intercambio iónico.

De acuerdo con lo anterior, los perfiles de concentración de radionucleidos a lo largo del sistema: combustible – cápsula – bentonita, serían tal que así:

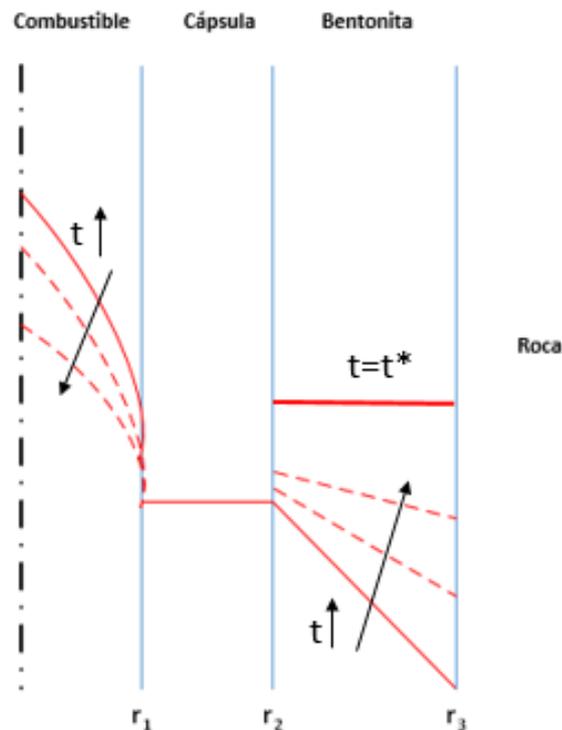


Figura 37. Evolución cualitativa de la concentración de radionucleidos en el sistema combustible - cápsula - bentonita.

Se observa que, por una parte, a medida que transcurre el tiempo las concentraciones iniciales en el combustible disminuyen. Esto se debe a que, a medida que transcurre el tiempo (ver Figura 25 [11]) la tasa de generación de radionucleidos es cada vez menor. Por otro lado, los gradientes de concentración en el elemento son menos pronunciados a medida que transcurre el tiempo. Esto se debe a que, debido a que la difusión de radionucleidos a través del elemento es muy lenta, existe acumulación, de modo que los radionucleidos no se van a difundir a la misma velocidad que se produce la generación de los mismos. Además, la solubilidad de radionucleidos en el agua es muy baja, alcanzándose la saturación de la misma y haciendo que la acumulación sea aún mayor en el combustible.

Por otro lado, se observa que el perfil de concentración en la cápsula es lineal e invariable. Esto se debe a que, como se ha comentado previamente, la solubilidad de radionucleidos en el agua es limitada, asumiéndose que la saturación de la misma se alcanza rápidamente si se compara este tiempo de saturación con los tiempos evaluados en el proceso global.

En la bentonita, se observa que los perfiles son lineales y crecientes. La linealidad de los mismos se debe a que en la bentonita, al igual que ocurre en la cápsula, no existe generación de radionucleidos. En cuanto al comportamiento creciente de los mismos, se debe a la acumulación de radionucleidos en la bentonita, principalmente retenimiento debido al intercambio iónico.

El perfil de radionucleidos va aumentar hasta que se alcance un tiempo límite (t^*), que se corresponde con la capacidad de saturación de la bentonita o, lo que es lo mismo, con la capacidad de intercambio iónico de la misma.

Sin embargo, se está trabajando con concentraciones de radionucleidos en sólido (combustible y bentonita) y en líquido (agua), resultando necesario disponer de un parámetro (α) que relacione ambas concentraciones, para poder resolver el modelo anterior.

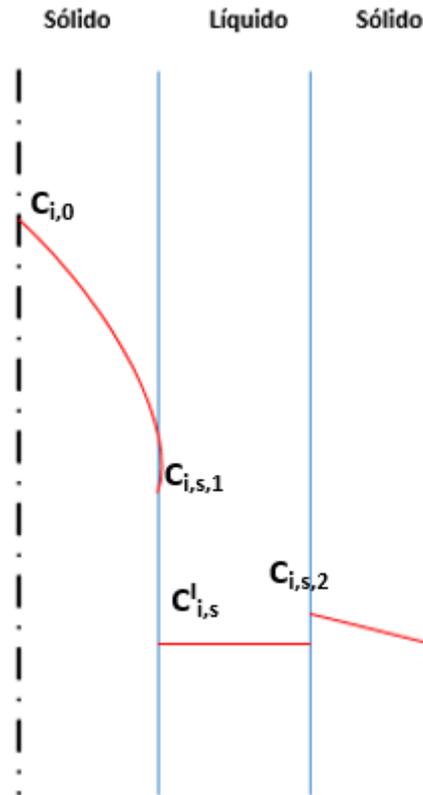


Figura 38. Concentraciones en las interfases sólido - líquido.

Aunque no se dispone del parámetro que relaciona ambas concentraciones, sí se sabe que la concentración de radionucleidos en el agua es muy baja (ver Figura 36 [14]) y que la concentración de radionucleidos en el sólido es muy alta, al menos, comparada con la del agua.

De este modo, se tiene que:

$$\alpha = \frac{C_{i,s}^L}{C_{i,s}} \approx 0$$

Esto indica que, en el elemento, la concentración no depende del tiempo, llegándose al equilibrio rápidamente. El agua se satura rápidamente y todo se va a transferir a la bentonita. Es decir, tiene lugar una generación de radionucleidos en el sólido, que saturan el agua que penetra a través de la cápsula rápidamente. Seguidamente se produce un transporte de dichos radionucleidos a través de las grietas de la cápsula y, finalmente, entran en contacto con la bentonita, donde tiene lugar la acumulación.

Dicho lo anterior, se pueden suponer perfiles planos de concentración respecto al tiempo, en los elementos y cápsula, puesto que el agua queda saturada rápidamente al entrar en contacto con el combustible (ver Figura 39).

Para que la suposición anterior sea posible, además de las consideraciones realizadas previamente, es importante considerar que se tiene un sistema cerrado, siendo el límite de batería la superficie bentonita – roca, quedando esta última fuera de estudio.

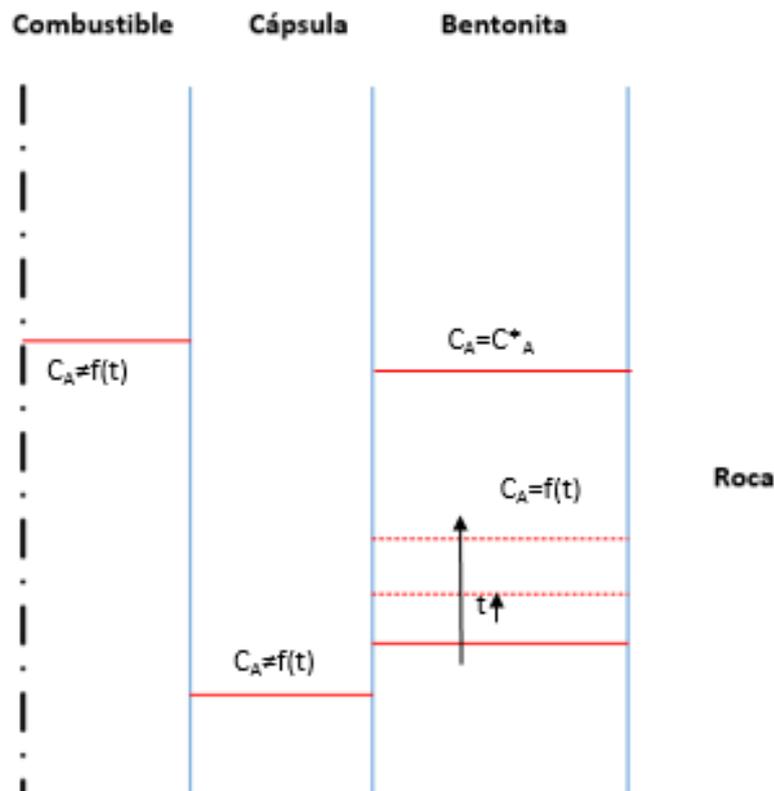


Figura 39. Modelo cualitativo para la transferencia de materia.

De acuerdo con la Figura anterior, se observa como en el combustible y la cápsula, la concentración de radionucleidos no es función del tiempo, es decir, se asume que una vez que tiene lugar la saturación del agua, la concentración en el combustible permanece prácticamente constante, al igual que en la cápsula (agua saturada de radionucleidos), mientras que en la bentonita, va a tener lugar una acumulación de radionucleidos debido, principalmente a la retención de los mismos por intercambio iónico (y por las bajas difusividades).

Por tanto, se tiene que:

$$m_{combustible} \approx cte \quad \forall t > 0$$

$$m_{cápsula} \approx cte \quad \forall t \geq 0$$

$$m_{bentonita} = f(t) \quad \forall t \geq 0$$

Es importante definir una nueva escala temporal. Esto significa, que los tiempos de interés en la transferencia de materia no son los mismos que para transferencia de calor y evolución de la presión. El "cero temporal" en este caso no es $t=50$ años (momento de clausura del AGP), sino que pasa a ser $t=1000$ años, siendo este el instante de tiempo en el que el agua que satura la bentonita penetra a través de la cápsula y entra en contacto con los elementos de combustible.

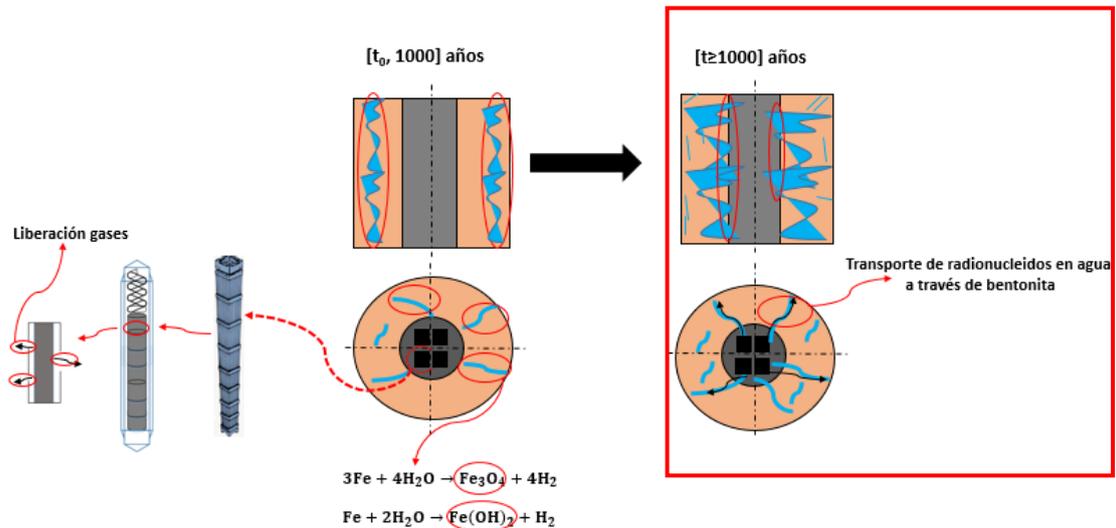


Figura 40. Intervalos de tiempo considerados para el estudio de la transferencia de calor y el efecto de la presión (t_0 -1000 años) y para el estudio de la transferencia de materia ($t > 1000$ años).

8.2. Cálculos para el modelo de transferencia de materia

De acuerdo a lo descrito en puntos anteriores, la masa de radionucleidos en la bentonita es una función del tiempo que depende de la tasa de generación que tiene lugar en el combustible.

La acumulación de radionucleidos en la bentonita, va a tener lugar hasta alcanzar el límite de intercambio iónico de la misma, tal y como queda descrito en el punto anterior. De este modo, se tiene que:

$$m_{bentonita} = \bar{\lambda} * t + m_{bentonita_0}$$

$$C_{bentonita} = \frac{m_{bentonita}}{V_{bentonita}}$$

Donde:

$m_{bentonita}$: masa de radionucleidos en la bentonita (mol)

$m_{bentonita_0}$: concentración de radionucleidos en el período $t-1$.

$\bar{\lambda}$: tasa de generación media de radionucleidos en el período considerado (mol/s)

t : tiempo de enfriamiento

$C_{bentonita}$: concentración de radionucleidos en la bentonita en el instante t (mol/L)

$V_{bentonita}$: volumen de poros de la bentonita (L)

En cuanto a la bentonita seleccionada, se consideran las características desarrolladas en el punto 5.8 [14].

Haciendo uso de las propiedades anteriores, se tiene que la capacidad de intercambio iónico de la bentonita de referencia, en mol/L es la siguiente:

$$Q=1,683 \text{ mol/L}$$

Por tanto, teniendo en cuenta lo anterior, se puede resolver para diferentes intervalos de tiempo, haciendo uso de la Figura 25 [11] en la que aparecen las tasas de generación en función de los tiempos de enfriamiento.

Señalar que es necesario hacer uso del Número de Avogadro ($6,022 \cdot 10^{23}$ átomos/mol) para pasar la tasa de generación a unidades de átomos/mol.

Tabla 26. Resultados obtenidos para la acumulación de radionucleidos en la bentonita.

Tiempo (años)	$\bar{\lambda}$ (mol/s)	$V_{bentonita}$ (m ³)	$m_{bentonita_0}$ (mol)	$m_{bentonita}$ (mol/L)	$C_{bentonita}$ (mol/L)
1.000	$1,66 \cdot 10^{-09}$	795,2	0	49,75	0,063
5.000	$5,81 \cdot 10^{-11}$	795,2	49,75	57,08	0,072
50.000	$2,57 \cdot 10^{-11}$	795,2	57,08	93,61	0,118
1.000.000	$9,01 \cdot 10^{-12}$	795,2	93,61	364,7	0,500

De acuerdo a los resultados obtenidos, se observa que para un tiempo de enfriamiento de 1M años, la concentración de radionucleidos en la bentonita es inferior a la capacidad de intercambio iónico de la misma.

Con esto, se puede asumir que para que la bentonita quede completamente saturada de radionucleidos, el tiempo a considerar es de unos órdenes de magnitud considerables. La saturación de esta lleva consigo que una mayor cantidad de radionucleidos atraviese la barrera de bentonita y entre en contacto con la roca, aumentando así la probabilidad de que mayor cantidad de los mismos entre en contacto con la biosfera.

9. CONCLUSIONES

De acuerdo con los resultados obtenidos en los puntos anteriores, se concluye lo siguiente:

- El modelo de transferencia de calor indica que, para tiempos de enfriamiento superiores a 50 años, no existe riesgo de rotura de la bentonita. Sin embargo, para períodos de enfriamiento inferiores la temperatura en la misma supera los 100°C, siendo posible la fracturación de la bentonita y la pérdida de sus propiedades como material de sellado. De acuerdo con estos resultados, no es aconsejable introducir en el AGP elementos combustibles que hayan experimentado períodos de enfriamiento inferiores a 50 años, siendo necesario el previo enfriamiento en las piscinas de combustible y en un almacenamiento temporal. En el caso de España, podría ocurrir que para la fecha de cierre de las centrales nucleares el proyecto referente al Almacén Temporal Individualizado (ATC) aún se encuentre sin aprobación para su construcción. En este caso, sería necesario conservar el combustible gastado más fresco (correspondiente a la última descarga del núcleo) un mínimo de 50 años en las piscinas de combustible o en Almacenes Temporales Individualizados (ATI) construidos en las propias centrales.
- En cuanto a la sobrepresión generada por la degradación de las vainas de combustible y la correspondiente liberación de gases, se observa que esta no es excesivamente alta. Si bien, es necesario que las cápsulas sean diseñadas con el objeto de soportar dicha sobrepresión en el caso más desfavorable: todas las vainas de los elementos almacenados en la cápsula se degradan a la vez, teniéndose un incremento de presión instantáneo (no gradual) en un instante "t". Dicho instante se corresponde con t=100 años, límite establecido en este proyecto como integridad de las vainas de combustible.
- El modelo de transferencia de materia, indica que para que se alcance la capacidad de retención de radionucleidos de la bentonita se requieren tiempos considerablemente altos (mayores a 1M de años de acuerdo a los resultados obtenidos), de modo que esta puede llevar a cabo su función de retención durante el tiempo suficiente como para que, una vez los radionucleidos abandonen el repositorio y entren en contacto con la biosfera, la actividad de los mismos sea la equiparable a la que tienen de forma natural, sin ser sometidos a activación neutrónica en el reactor.

10. Bibliografía

- [1] CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR, Las centrales nucleares españolas. Colección Informes Técnicos, 1993.
- [2] Foro Nuclear, «Foro de la Industria Nuclear Española,» [En línea]. Available: <https://www.foronuclear.org>. [Último acceso: 08 10 2019].
- [3] Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, SA, «ENRESA,» [En línea]. Available: <http://www.enresa.es/esp/>. [Último acceso: 08 10 2019].
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear fuel cycle information system, Viena, 2010.
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Country nuclear fuel cycle profiles, Viena, 2001.
- [6] MINISTERIO DE INDUSTRIA, TURISMO Y COMERCIO, Sexto Plan General de Residuos Radiactivos, 2006.
- [7] CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR, Instrucción IS-29 sobre instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad, 2010.
- [8] INYPSA, Declaración de Impacto Ambiental. Proyecto Almacén Temporal Centralizado (ATC) y Centro Tecnológico Asociado, 2014.
- [9] ENRESA, Almacenamiento Geológico Profundo de los Residuos Radiactivos de Alta Actividad (AGP). Conceptos preliminares de referencia, 1994.
- [10] CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR, «CSN,» [En línea]. Available: <https://www.csn.es/almacenamiento-geologico-profundo>. [Último acceso: 08 10 2019].
- [11] ENRESA, Almacenamiento Geológico Profundo de los Residuos Radiactivos de Alta Actividad. Diseños conceptuales genéricos, 1995.
- [12] EMPRESA NACIONAL DEL URANIO, S.A, «ENUSA,» [En línea]. Available: <http://www.enusa.es/>. [Último acceso: 10 09 2019].
- [13] THE NATIONAL RESEARCH COUNCIL, Safety and security of commercial spent nuclear fuel storage.
- [14] ENRESA, Almacenamiento Geológico Profundo de los Residuos Radiactivos de Alta Actividad. Principios básicos y tecnología, 2001.
- [15] WESTINGHOUSE ELECTRIC CORPORATION, The Westinghouse Pressurized Water Reactor Power Plant.
- [16] GENERAL ELECTRIC NUCLEAR ENERGY, General description of a boiling water reactor.

- [17] Nuclear Power, «Nuclear Power for Everybody,» [En línea]. Available: <https://www.nuclear-power.net/>. [Último acceso: 09 2019].
- [18] GENERAL ELECTRIC SYSTEMS TECHNOLOGY MANUAL, Fuel and control rods system.
- [19] Michel Beauvy, Georges Berthoud, Mireille Defranceschi, Gérard Ducros, Yannick Guérin, Yves Limoge, Charles Madic, Gérard Santarini, Jean-Marie Seiler, Pierre Sollogoub, Étienne Vernaz, Research Directors, Nuclear Fuels.
- [20] Mats Jansson, Diffusion of Radionuclides in Bentonite Clay. Laboratory and in situ studies., Stockholm.
- [21] INSTITUTO GEOLÓGICO Y MINERO DE ESPAÑA, «IGME,» [En línea]. Available: <http://www.igme.es/>. [Último acceso: 08 2019].
- [22] INSTITUTO GEOGRÁFICO NACIONAL, «IGN,» [En línea]. Available: <http://www.ign.es/web/ign/portal/mapas-sismicidad>. [Último acceso: 08 2019].
- [23] José Sánchez Gúzman, Laura Sanz López, Luis Ocaña Robles, Evaluación del potencial de energía geotérmica. Estudio Técnico PER 2011-2020, Madrid, 2011.
- [24] Frank P. Incropera, David P. De Witt, Fundamentals of heat and mass transfer, 4th ed.
- [25] Robert Guillaumont; Thomas Fanghanel; Volker Neck; Jean Fuger; Donald A. Palmer; Ingmar Grenthe; Malcolm H. Rand, Update on the Chemical Thermodynamics of Uranium, Neptunium, Plutonium, Americium and Technecium.
- [26] T.W.Newton, The Kinetics of the Oxidation-Reduction Reactions of Uranium, Neptunium, Plutonium and Americium in Aqueous Solutions.
- [27] G.R. Chilton and J. Edwards, The solid state diffusion of plutonium in uranium dioxide.
- [28] B. Allard, Lena Eliasson Selling, Karin E. Anderson, Radionuclide diffusion and mobilities in compacted bentonite.
- [29] ENRESA, Estudios de corrosión de materiales metálicos para cápsulas de almacenamiento de residuos de alta actividad..
- [30] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear fuel cycle information system, Viena.
- [31] Leguey, S. , Mineralogía aplicada. Almacenamiento y gestión de residuos radiactivos..
- [32] ENRESA, Almacenamiento geológico profundo de residuos radiactivos de alta actividad (AGP). Diseños conceptuales genéricos., Madrid, 1995.

ANEXOS

A. ANEXO I. Generación de energía térmica en el combustible

"Generación de energía térmica en el interior de los elementos combustibles"

{Datos}

r1=0,214 "m" "considerando un elemento combustible de base 214x214 mm"

r2=0,24+r1 "espesor cápsula PWR: 0,48 metros "

r3=0,75+r2 "espesor bentonita: 1,5 metros"

k1=1/(A+B*(T+273)) "conductividad térmica del UO2"

A=2,997E-2

B=2,414E-4

L=4,5

k2=54

k3= 1 "W/mK"

{Balance interior elemento}

$$q_{total} = \gamma \pi r_1^2 L$$

{Potencia térmica elemento combustible en función del tiempo de enfriamiento}

{q_elemento=600} "10 años enfriamiento"

{q_elemento=400} "30 años enfriamiento"

{q_elemento=300} " 50 años de enfriamiento"

{q_elemento=200} "70 años enfriamiento"

{q_elemento=150} " 100 años de enfriamiento"

{q_elemento=60} "300 años enfriamiento"

{q_elemento=50} "500 años enfriamiento"

{q_elemento=30} "700 años enfriamiento"

{q_elemento=28} " 1000 años de enfriamiento"

{q_elemento=10} " 5000 años de enfriamiento"

{q_elemento=8} "10 000 años enfriamiento"

$$q_{total} = 4 * q_{elemento} \text{ "se consideran cápsulas para el almacenamiento de 4 elementos"}$$

T_s3=48,5 "se estima que la roca se encuentra a esta temperatura a una profundidad de 250 metros"

{Balance cápsula y benonita}

$$q_{total} = (T_{s1} - T_{s3}) / (\ln(r_2/r_1) / (2 * \pi * k_2 * L) + \ln(r_3/r_2) / (2 * \pi * k_3 * L))$$

"Adimensionalizando"

$$\theta = 1 - \sigma * \xi^2 \text{ "modelo adimensional"}$$

$$\theta = (T - T_{s3}) / (T_{max} - T_{s3})$$

$$\theta = (2/k_2 * \ln(r_2/r_1) + 2/k_3 * \ln(r_3/r_2) + 1/k_1 * (1 - r^2/r_1^2)) / (2/k_2 * \ln(r_2/r_1) + 2/k_3 * \ln(r_3/r_2) + 1/k_1)$$

$$T - T_{s1} = \gamma * r_1^2 / (4 * k_1) * (1 - r^2/r_1^2)$$

$$\sigma = 1 / (2 * k_1 / k_2 * \ln(r_2/r_1) + 2 * k_1 / k_3 * \ln(r_3/r_2) + 1)$$

$$\{\xi = (r/r_1)\}$$

B. ANEXO II. Cápsula de almacenamiento

"Modelo lineal para cápsula"

{Datos}

r1=0,214 "m"

r2=0,24+r1

L=4,5

k2=54

q=4*q_elemento

"Adimensionalizando"

$\theta = (\theta_{s1} - \theta_{s2}) / (1 - r2/r1) * xi + \theta_{s1} + (\theta_{s1} - \theta_{s2}) / (r2/r1 - 1)$

$q = (T_{s1} - T_{s2}) / (\ln(r2/r1) / (2 * \pi * k2 * L))$

$\theta_{s2} = (T_{s2} - T_{s3}) / (T_{max} - T_{s3})$

$\theta = (T - T_{s3}) / (T_{max} - T_{s3})$

$xi = (r/r1)$

"Entradas del primer modelo: generación energía térmica en el combustible"

"50 años"

{q_elemento=300

T_s1=90,48

theta_s1=0,9438

T_max=93

T_s3=48,5}

"100 años"

{q_elemento=150

T_s1=69,49

theta_s1=0,9461

T_max=70,69

T_s3=48,5}

"1000 años"

{q_elemento=28

T_s1=52,42

theta_s1=0,948

T_max=52,63

T_s3=48,5}

"10 000 años"

{q_elemento=8

T_s1=49,62

theta_s1=0,9483

T_max=49,68

T_s3=48,5}

C. ANEXO III. Bentonita

"Modelo lineal para bentonita"

{Datos}
r1=0,214 r2=0,24+r1
r3=0,75+r2
L=4,5
k3=1

"Adimensionalizando"

$\theta = -\theta_{s2} / (r3/r1 - r2/r1) * x_i + \theta_{s2} / (1 - r2/r3)$ "modelo lineal bentonita"

$\theta = (T - T_{s3}) / (T_{max} - T_{s3})$

$x_i = (r/r1)$

"Entradas del segundo modelo: Cápsula de almacenamiento"

"50 años"
{T_s2=89,89
theta_s2=0,9301
T_max=93
T_s3=48,5}

"100 años"
{T_s2=69,19
theta_s2=0,9326
T_max=70,69
T_s3=48,5}

"1000 años"
{T_s2=52,36
theta_s2=0,9358
T_max=52,63
T_s3=48,5}

"10000 años"
{T_s2=49,6
theta_s2=0,9358
T_max=49,68
T_s3=48,5}