



ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIERÍA (ICAI)  
INGENIERO INDUSTRIAL

# **GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO. ANÁLISIS DEL CASO ESPAÑOL**

Autor: David Echevarría López  
Director: Yolanda Moratilla Soria

Madrid  
Junio de 2013

## **AUTORIZACIÓN PARA LA DIGITALIZACIÓN, DEPÓSITO Y DIVULGACIÓN EN ACCESO ABIERTO DE DOCUMENTACIÓN**

### **1º. Declaración de la autoría y acreditación de la misma.**

El autor D. David Echevarría López, como miembro de la UNIVERSIDAD PONTIFICIA COMILLAS, **DECLARA**

Que es el titular de los derechos de propiedad intelectual, objeto de la presente cesión, en relación con la obra Proyecto Fin de Carrera Gestión del combustible nuclear gastado. Análisis del caso español<sup>1</sup>, que ésta es una obra original, y que ostenta la condición de autor en el sentido que otorga la Ley de Propiedad Intelectual como titular único o cotitular de la obra.

En caso de ser cotitular, el autor (firmante) declara asimismo que cuenta con el consentimiento de los restantes titulares para hacer la presente cesión. En caso de previa cesión a terceros de derechos de explotación de la obra, el autor declara que tiene la oportuna autorización de dichos titulares de derechos a los fines de esta cesión o bien que retiene la facultad de ceder estos derechos en la forma prevista en la presente cesión y así lo acredita.

### **2º. Objeto y fines de la cesión.**

Con el fin de dar la máxima difusión a la obra citada a través del Repositorio institucional de la Universidad y hacer posible su utilización de *forma libre y gratuita* ( *con las limitaciones que más adelante se detallan*) por todos los usuarios del repositorio y del portal e-ciencia, el autor **CEDE** a la Universidad Pontificia Comillas de forma gratuita y no exclusiva, por el máximo plazo legal y con ámbito universal, los derechos de digitalización, de archivo, de reproducción, de distribución, de comunicación pública, incluido el derecho de puesta a disposición electrónica, tal y como se describen en la Ley de Propiedad Intelectual. El derecho de transformación se cede a los únicos efectos de lo dispuesto en la letra (a) del apartado siguiente.

### **3º. Condiciones de la cesión.**

Sin perjuicio de la titularidad de la obra, que sigue correspondiendo a su autor, la cesión de derechos contemplada en esta licencia, el repositorio institucional podrá:

(a) Transformarla para adaptarla a cualquier tecnología susceptible de incorporarla a internet; realizar adaptaciones para hacer posible la utilización de la obra en formatos electrónicos, así

---

<sup>1</sup> Especificar si es una tesis doctoral, proyecto fin de carrera, proyecto fin de Máster o cualquier otro trabajo que deba ser objeto de evaluación académica

como incorporar metadatos para realizar el registro de la obra e incorporar “marcas de agua” o cualquier otro sistema de seguridad o de protección.

(b) Reproducir la en un soporte digital para su incorporación a una base de datos electrónica, incluyendo el derecho de reproducir y almacenar la obra en servidores, a los efectos de garantizar su seguridad, conservación y preservar el formato. .

(c) Comunicarla y ponerla a disposición del público a través de un archivo abierto institucional, accesible de modo libre y gratuito a través de internet.<sup>2</sup>

(d) Distribuir copias electrónicas de la obra a los usuarios en un soporte digital.<sup>3</sup>

#### **4º. Derechos del autor.**

El autor, en tanto que titular de una obra que cede con carácter no exclusivo a la Universidad por medio de su registro en el Repositorio Institucional tiene derecho a:

a) A que la Universidad identifique claramente su nombre como el autor o propietario de los derechos del documento.

b) Comunicar y dar publicidad a la obra en la versión que ceda y en otras posteriores a través de cualquier medio.

c) Solicitar la retirada de la obra del repositorio por causa justificada. A tal fin deberá ponerse en contacto con el vicerrector/a de investigación ([curiarte@rec.upcomillas.es](mailto:curiarte@rec.upcomillas.es)).

d) Autorizar expresamente a COMILLAS para, en su caso, realizar los trámites necesarios para la obtención del ISBN.

d) Recibir notificación fehaciente de cualquier reclamación que puedan formular terceras personas en relación con la obra y, en particular, de reclamaciones relativas a los derechos de propiedad intelectual sobre ella.

---

<sup>2</sup> En el supuesto de que el autor opte por el acceso restringido, este apartado quedaría redactado en los siguientes términos:

(c) Comunicarla y ponerla a disposición del público a través de un archivo institucional, accesible de modo restringido, en los términos previstos en el Reglamento del Repositorio Institucional

<sup>3</sup> En el supuesto de que el autor opte por el acceso restringido, este apartado quedaría eliminado.

**5º. Deberes del autor.**

El autor se compromete a:

- a) Garantizar que el compromiso que adquiere mediante el presente escrito no infringe ningún derecho de terceros, ya sean de propiedad industrial, intelectual o cualquier otro.
- b) Garantizar que el contenido de las obras no atenta contra los derechos al honor, a la intimidad y a la imagen de terceros.
- c) Asumir toda reclamación o responsabilidad, incluyendo las indemnizaciones por daños, que pudieran ejercitarse contra la Universidad por terceros que vieran infringidos sus derechos e intereses a causa de la cesión.
- d) Asumir la responsabilidad en el caso de que las instituciones fueran condenadas por infracción de derechos derivada de las obras objeto de la cesión.

**6º. Fines y funcionamiento del Repositorio Institucional.**

La obra se pondrá a disposición de los usuarios para que hagan de ella un uso justo y respetuoso con los derechos del autor, según lo permitido por la legislación aplicable, y con fines de estudio, investigación, o cualquier otro fin lícito. Con dicha finalidad, la Universidad asume los siguientes deberes y se reserva las siguientes facultades:

- a) Deberes del repositorio Institucional:
  - La Universidad informará a los usuarios del archivo sobre los usos permitidos, y no garantiza ni asume responsabilidad alguna por otras formas en que los usuarios hagan un uso posterior de las obras no conforme con la legislación vigente. El uso posterior, más allá de la copia privada, requerirá que se cite la fuente y se reconozca la autoría, que no se obtenga beneficio comercial, y que no se realicen obras derivadas.
  - La Universidad no revisará el contenido de las obras, que en todo caso permanecerá bajo la responsabilidad exclusiva del autor y no estará obligada a ejercitar acciones legales en nombre del autor en el supuesto de infracciones a derechos de propiedad intelectual derivados del depósito y archivo de las obras. El autor renuncia a cualquier reclamación frente a la Universidad por las formas no ajustadas a la legislación vigente en que los usuarios hagan uso de las obras.
  - La Universidad adoptará las medidas necesarias para la preservación de la obra en un futuro.
- b) Derechos que se reserva el Repositorio institucional respecto de las obras en él registradas:

- retirar la obra, previa notificación al autor, en supuestos suficientemente justificados, o en caso de reclamaciones de terceros.

Madrid, a 21 de Mayo de 2013

**ACEPTA**

Fdo.  .....

Autorizada la entrega del proyecto del alumno:

**David Echevarría López**

---

EL DIRECTOR DEL PROYECTO

**Yolanda Moratilla Soria**

Fdo.: 

Fecha: 21 / 6 / 2013

---

Vº Bº DEL COORDINADOR DE PROYECTOS

**José Ignacio Linares Hurtado**

Fdo.: .....

Fecha: ..... / ..... / .....



ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIERÍA (ICAI)  
INGENIERO INDUSTRIAL

# **GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO. ANÁLISIS DEL CASO ESPAÑOL**

Autor: David Echevarría López  
Director: Yolanda Moratilla Soria

Madrid  
Junio de 2013





# Resumen

Este proyecto surge de la necesidad de encontrar la mejor manera de gestionar el combustible nuclear que ha sido utilizado en los reactores de las centrales nucleares españolas desde un punto de vista económico. Es decir, de las alternativas actuales que son viables y rentables económicamente, que son el ciclo abierto y ciclo cerrado, que opción de las dos tendría un coste menor.

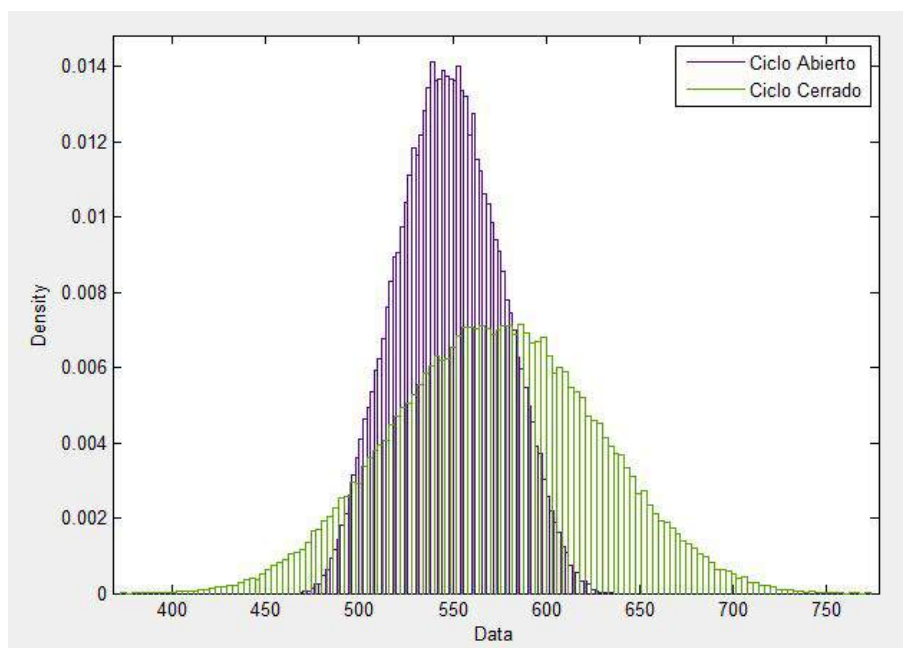
El ciclo abierto del combustible nuclear consiste en considerar la totalidad del combustible gastado extraído del reactor como un residuo. De acuerdo a esto lo que hay que hacer es una vez ha pasado el tiempo suficiente y los niveles de radiactividad y calor han sido reducidos lo suficiente se almacena el combustible gastado de manera definitiva en un almacén geológico profundo (AGP). Esta es la opción de ciclo que ENRESA considera actualmente como la que debe llevarse a cabo en España como se indica en el VI PGRR.

El ciclo cerrado del combustible nuclear consiste en considerar que no todo es un residuo y hay una parte aprovechable. Mediante el reprocesado del combustible gastado se obtiene uranio y plutonio los cuales pueden ser utilizados nuevamente para la producción de energía eléctrica. Sin embargo, también hay una parte que debe ser almacenada de manera definitiva aunque el volumen es unas 5 veces menor que en el caso del ciclo abierto.

Existen a nivel internacional estudios que comparan estas alternativas de gestión y se hace referencia a estos estudios a lo largo del proyecto. Pero la particularidad del estudio que se presenta en este proyecto es que esta comparación está realizada de manera exclusiva para el caso español con sus determinadas peculiaridades.

La metodología utilizada para realizar el estudio económico es lo que se denomina el Levelized Fuel Cycle Cost que se explica de manera detallada en el proyecto. En el estudio que se presenta lo que se analiza es la segunda parte del ciclo del combustible nuclear, es decir, una vez el combustible ha sido extraído del reactor. Se calcula para esta segunda parte del ciclo el coste total descontado para cada alternativa por kilogramo de combustible extraído del reactor.

Posteriormente una vez se tiene el cálculo económico se llevan a cabo dos análisis. El primero es un análisis de incertidumbre mediante la aplicación del método de Monte Carlo. En la Figura 1 puede observarse la aplicación del método de Monte Carlo al modelo. Este análisis es interesante ya que proporciona un rango de valores entre los que se encuentra el coste de cada alternativa con un nivel de confianza dado. Esto es muy importante ya que los costes de los distintos factores que intervienen pueden variar de manera considerable debido a su propia variabilidad y debido al largo periodo de tiempo para el cual se realiza el análisis.



**Figura 1.** Aplicación del Método Monte Carlo al Modelo [\$/KgHM]

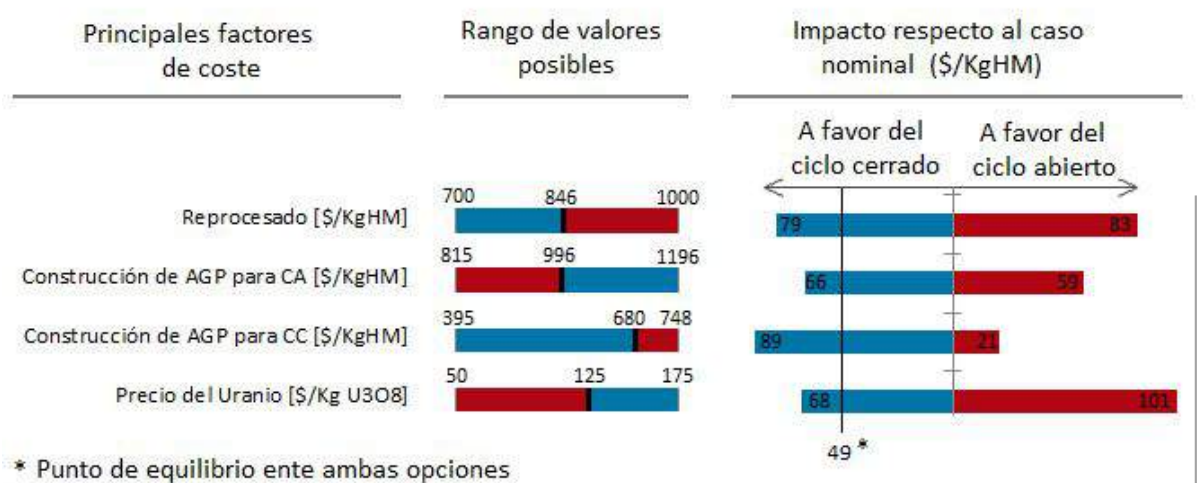
El segundo es el análisis de sensibilidad. Con este análisis se pretende encontrar aquellos factores cuya variabilidad suponga un mayor cambio en el resultado final. La importancia de este análisis reside en que una vez son conocidos estos factores más determinantes podemos ver cuáles son sus tendencias para así poder ver cuál es la tendencia general a la hora de comparar las dos alternativas estudiadas.

El resultado que se obtienen para el ciclo abierto es un coste nominal de 533\$ por kg extraído del reactor frente a los 582\$ en el caso del ciclo cerrado. Esto supone que la diferencia es algo inferior a un 10 % favorable para el caso del ciclo abierto. Los resultados del análisis de incertidumbre que se muestran en la la Tabla 1, son los rangos para un intervalo de confianza del 95 % para los dos tipos de ciclo. Estos valores son obtenidos a partir de un ajuste mediante una distribución normal de los datos extraídos de utilizar el método de Montecarlo.

**Tabla 1.** Intervalos para un nivel de confianza del 95 %

<b>Ciclo Abierto</b>		<b>Ciclo Cerrado</b>	
Mínimo	Máximo	Mínimo	Máximo
494	601	467	680

El análisis de sensibilidad por su parte mostró que los tres factores más determinantes son el precio del uranio, el coste del reprocesado y el coste del AGP ya sea para el ciclo abierto o el ciclo cerrado. En la Figura 2 se puede observar como la variabilidad de estos costes modifica el resultado final. Es interesante observar las tendencias de estos factores, el coste del reprocesado tiene una tendencia a la baja mientras que el precio del uranio así como la construcción de un almacén geológico profundo son al alza, ya que de continuar estas tendencias lo que ocurrirá será que el coste de las dos alternativas planteadas se tienda a igualar. Esto se debe a que estas tendencias favorecen a la opción de ciclo cerrado.

**Figura 2.** Análisis de sensibilidad de los parámetros más determinantes

La principal conclusión que se puede extraer del estudio realizado es que las diferencias económicas entre una y otra alternativa no son suficientemente significativas para justificar tomar la decisión de cómo gestionar el combustible nuclear gastado en España atendiendo únicamente a aspecto económicos. Es por esto que se debe atender a otros aspectos como los beneficios intangibles de cada una de las alternativas así como otros factores como la opinión pública etc.

## RESUMEN

# Abstract

This project arises from the need of finding the best way to manage the nuclear fuel that has been used in the Spanish nuclear power plants from an economic point of view. That means to find from the current alternatives that are feasible and cost effective, which are the open and closed fuel cycle, which option has the lower cost.

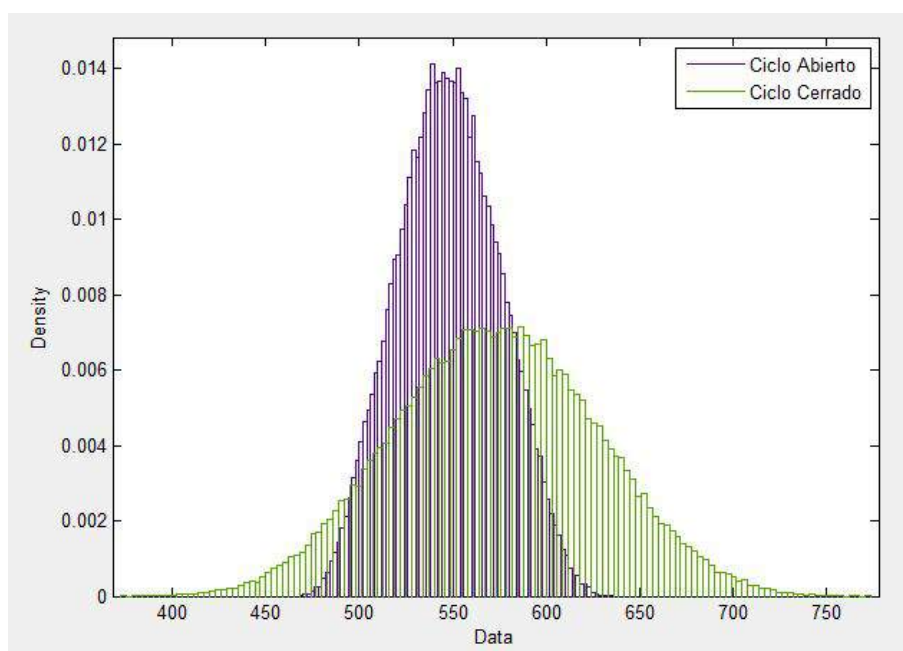
The open nuclear fuel cycle consists on consider the entire spent fuel removed from the reactor as a residue. According to this what you have to do is once enough time has passed and the levels of radioactivity and heat have been reduced enough the spent fuel is stored permanently in a deep geological repository. This is the default cycle that ENRESA presently considered that must be carried out in Spain as indicated in VI PGRR.

The closed nuclear fuel cycle consists on consider that not everything is a waste and there is a usable part. By reprocessing the spent fuel uranium and plutonium are obtained which can be used again for the production of electrical energy. However, there are also a part that must be stored permanently even though the volume is about 5 times smaller than in the case of the open cycle.

There are several international studies comparing these alternatives of management of used nuclear fuel and along the project there are many references to these studies. But the peculiarity of the study presented in this project is that this comparison is made exclusively for the Spanish case with its peculiarities.

The methodology used for the economic study in this project is what is called the Levelized Fuel Cycle Cost which is explained in detail in the project. In the study that is presented in the project what is analyzed is the second part of the nuclear fuel cycle, this means once the fuel has been removed from the reactor. It is calculated for this second part of the cycle the total discounted cost per kilogram of fuel removed from the reactor for each alternative.

Then once the economic calculations are done two analyzes are carried out. The first is an uncertainty analysis by applying the Monte Carlo method. In the Figure 1 is shown the application of the Monte Carlo method to the model. This analysis is interesting because it provides a range of values, between them is the cost of each alternative with a given confidence level. This is important because the costs of the different factors involved may vary considerably due to its inherent variability and because of the long period for which the analysis is performed.



**Figure 1.** Application of the Monte Carlo method to the model [\$/KgHM]

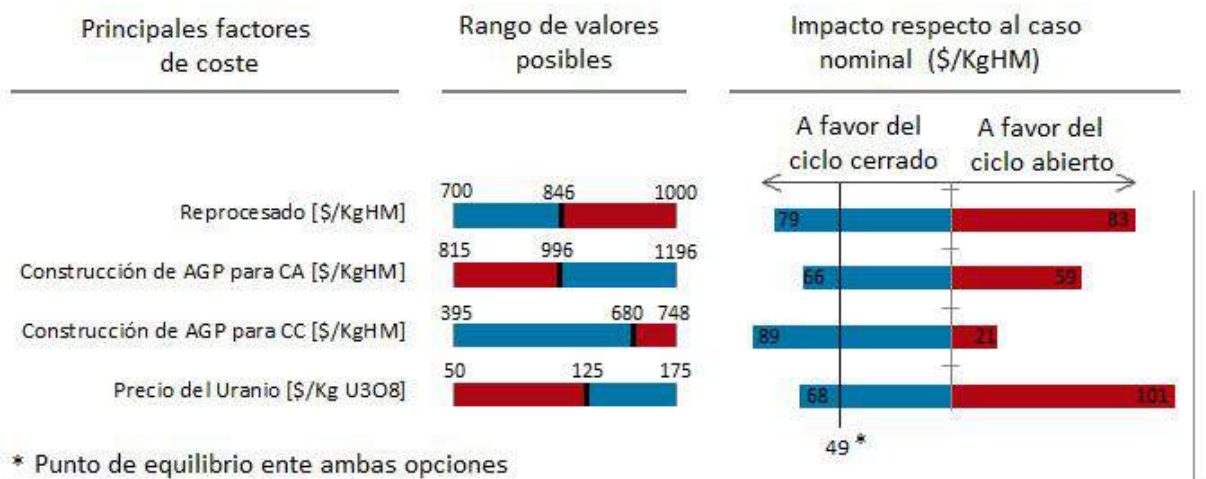
The second is the sensitivity analysis. This analysis aims to find the factors whose variability involves a major change in the result of final cost. The importance of this analysis is that once these factors are known it can be observed what are their tendencies in order to see what is the general trend when comparing the two alternatives studied.

The result obtained for the open cycle is a nominal cost of \$533 per kg removed from the reactor compared to \$582 in the case of closed cycle. This means that the difference is slightly lower than 10% favorable to the case of open cycle. The results of the uncertainty analysis are shown in the Table 1, those are the intervals for a confidence level of 95% for both types of cycle. These values are obtained from a fit by a normal distribution of the data extracted using the Monte Carlo method.

**Table 1.** Intervals for a confidence level of 95 %

<b>Ciclo Abierto</b>		<b>Ciclo Cerrado</b>	
Mínimo	Máximo	Mínimo	Máximo
494	601	467	680

Meanwhile the sensitivity analysis showed that the three most important factors are the price of uranium, the reprocessing cost and cost of the repository in either open cycle or closed cycle. Figure 2 shows how the variability of these costs change the final result. It is interesting to observe the trends of these factors, the cost of reprocessing has a downward trend while the price of uranium and the construction of a deep geological repository are on the rise, because as these trends continue what will happen is that the cost of the two alternatives proposed will tend to equalize. This is because these trends are in favor of the closed cycle option.



**Figure 2.** Sensitivity analysis of the most determinant parameters

The main conclusion that can be drawn from the study is that the economic differences between each alternative is not significant enough to justify taking the decision of how to manage spent nuclear fuel in Spain only looking to the economic aspect. This is why it should be attend to other aspects such as the intangible benefits of each of the alternatives as well as other factors such as public opinion and so on.

*Este proyecto está dedicado a mi familia, y en particular a mis padres.  
Su apoyo a lo largo de mi vida es lo que me ha llevado a ser quien soy.*

*Vencer sin riesgos, es triunfar sin gloria.*

PIERRE CORNEILLE



# Agradecimientos

Agradezco a la Cátedra Rafael Mariño la oportunidad que se me ha dado de poder llevar a cabo un proyecto de estas características. De manera personal a mi directora de proyecto Yolanda Moratilla, directora de la Cátedra, agradezco su inestimable ayuda y guía para poder realizar el proyecto de manera muy satisfactoria.

A AREVA agradezco su ayuda para poder llevar a cabo este proyecto. Los datos proporcionados así como la orientación para realizar el proyecto han sido de gran utilidad.

## AGRADECIMIENTOS

**DOCUMENTO I**

---

**MEMORIA**



# Índice

<b>I Situación de la gestión del combustible nuclear gastado</b>	<b>11</b>
<b>1. Introducción</b>	<b>13</b>
1.1. Motivación . . . . .	13
1.2. Situación nacional e internacional . . . . .	14
1.3. Objetivos del proyecto . . . . .	18
<b>2. Estado del Arte</b>	<b>19</b>
2.1. Energía nuclear . . . . .	20
2.1.1. Aspectos históricos . . . . .	20
2.1.2. Fundamentos físicos . . . . .	23
2.1.2.1. Los elementos y los átomos . . . . .	23
2.1.2.2. La Radiación . . . . .	25
2.1.2.3. La fisión nuclear y la reacción en cadena . . . . .	27
2.1.3. Generación de electricidad . . . . .	31
2.2. Ciclos del combustible nuclear . . . . .	36
2.3. Reprocesado nuclear . . . . .	43
2.4. Almacenamiento geológico profundo de residuos . . . . .	46
2.5. Transmutación . . . . .	49
<b>3. Análisis de estudios previos</b>	<b>53</b>
3.1. The Economics of the Nuclear Fuel Cycle, OCDE NEA, 1994 . . . . .	54
3.2. Advanced Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste Management, OCDE NEA, 2006 . . . . .	56
3.3. An Economic Analysis of Select Fuel Cycle Using the Steady-State Analysis Model for Advanced Fuel Cycles Schemes (SMAFS), EPRI, 2010 . . . . .	58
3.4. The Future of Nuclear Power, MIT, 2003 . . . . .	59
3.5. Economic Assessment of Used Nuclear Fuel Management in the United States, BCG, 2006 . . . . .	61
3.6. Comparación de las etapas del ciclo más relevantes . . . . .	63
3.6.1. Coste del reprocesado . . . . .	63
3.6.2. Coste del uranio . . . . .	66

<b>II Estudio para la gestión del combustible nuclear gastado en España</b>	<b>69</b>
<b>4. Análisis y cálculos para el caso de España</b>	<b>71</b>
4.1. Panorama español . . . . .	72
4.2. Metodología . . . . .	76
4.3. Opción ciclo cerrado . . . . .	80
4.3.1. Transporte . . . . .	81
4.3.2. Reprocesado . . . . .	82
4.3.3. Almacenamiento de residuos vitrificados . . . . .	84
4.3.4. Créditos del Uranio y del Plutonio . . . . .	85
4.3.4.1. Uranio . . . . .	86
4.3.4.2. Plutonio . . . . .	92
4.4. Opción ciclo abierto . . . . .	95
4.4.1. Transporte . . . . .	95
4.4.2. Almacenamiento Temporal . . . . .	96
4.4.3. Almacenamiento Definitivo . . . . .	98
4.5. Resultados . . . . .	100
<b>5. Análisis de incertidumbre y análisis de sensibilidad</b>	<b>103</b>
5.1. Rango de valores unitarios . . . . .	104
5.2. Análisis de incertidumbre . . . . .	106
5.3. Análisis de sensibilidad . . . . .	112
<b>6. Impuestos</b>	<b>115</b>
<b>7. Análisis de resultados y conclusiones</b>	<b>119</b>
<b>Bibliografía</b>	<b>124</b>

# Índice de figuras

1. Consumo de energía mundial [1] . . . . .	14
2. Centrales nucleares en España [2] . . . . .	15
3. Comparación P.W.R y B.W.R [3] . . . . .	17
4. Explosión nuclear Trinity, Julio 1945 [4] . . . . .	21
5. Primera conferencia de la IAEA, Viena Octubre 1957. [5] . . . . .	22
6. Grado de penetración según el tipo de radiación. . . . .	25
7. Porcentaje de productos de fisión para la fisión de $U_{235}$ [9] . . . . .	27
8. Proceso de reacción en cadena [8] . . . . .	28
9. Reacción de fisión controlada en el reactor [8] . . . . .	30
10. Esquema de un reactor AGR [10] . . . . .	34
11. Pasos del proceso convencional de refinado y conversión de $UF_6$ [11] . . . . .	39
12. Proceso PUREX [14] . . . . .	44
13. Representación artística del AGP de Finlandia. [16] . . . . .	47
14. Sistema de barreras. AGP de Finlandia [18] . . . . .	48
15. Reacciones nucleares en un transmutador de actínidos [19] . . . . .	50
16. Chemical Engineering Plant Cost Index . . . . .	63
17. Coste del reprocesado en $\$_{2010}$ estudios para Europa . . . . .	64
18. Coste del reprocesado en $\$_{2010}$ estudios para EE.UU. . . . .	65
19. Evolución del coste del uranio y valores utilizados por los estudios analizados . . . . .	67
20. Fecha de cierre de las CC.NN. españolas [26] . . . . .	73
21. Combustible gastado acumulado hasta Diciembre de 2011 [27] . . . . .	73
22. Coste actualizado a $\$_{2010}$ del reprocesado del combustible nuclear según distintos estudios . . . . .	83
23. Transformación del Uranio inicial presente en el combustible [32] . . . . .	86
24. Contenido residual del isótopo $^{235}U$ como función de la tasa de quemado dado un contenido inicial de $^{235}U$ [34] . . . . .	88
25. Enriquecimiento adicional para RepU basado en combustibles para LWR en función de la tasa de quemado [35] . . . . .	89
26. Evolución del precio del óxido de uranio [36] . . . . .	90
27. Masa de Pu físil necesaria para obtener 1kg de combustible MOX . . . . .	93
28. Funcionamiento del ATC. [Fte. ENRESA] . . . . .	97

29. Distribución de costes para la opción de Ciclo Cerrado . . . . .	101
30. Distribución de costes para la opción de Ciclo Abierto . . . . .	102
31. Distribución triangular . . . . .	106
32. Ajuste mediante una distribución triangular del coste del Proceso de Reprocesado, 100 iteraciones. . . . .	107
33. Ajuste mediante una distribución triangular del coste del Proceso de Reprocesado, 100.000 iteraciones. . . . .	108
34. Resultado de aplicar el Método Monte Carlo al Modelo [\$/KgHM] . . . . .	109
35. Ajuste mediante una distribución normal de los resultados [\$/KgHM] . . . . .	109
36. Ciclo cerrado, distribución normal con un intervalo de confianza del 95 % [\$/KgHM]	110
37. Ciclo abierto, distribución normal con un intervalo de confianza del 95 % [\$/KgHM]	111
38. Análisis de sensibilidad . . . . .	112
39. Recaudación anual a partir de los impuestos descritos en el Proyecto de Ley de medidas fiscales para la sostenibilidad energética, aprobados el día 20 de diciembre de 2012.	118
40. Aplicación del Método Monte Carlo al Modelo [\$/KgHM] . . . . .	120
41. Análisis de sensibilidad de los parámetros más determinantes . . . . .	122



# Índice de tablas

1. Centrales nucleares operativas en España [2] . . . . .	16
2. Elementos más abundantes en la Corteza Terrestre . . . . .	24
3. Valores comparativos de dosis de radiación [7] . . . . .	26
4. Isótopos importantes formados por captura de neutrones en el núcleo de un reactor [9]	29
5. Plantas nucleares en operación comercial . . . . .	31
6. Composición aproximada del combustible gastado en reactores de agua ligera, LWR. (Tasa quemado 50.000 MWD/MTHM) . . . . .	43
7. Capacidad mundial de reprocesado, Toneladas por año. [13] . . . . .	44
8. Actualización de costes a \$ <sub>2010</sub> . . . . .	64
9. Valores actualizados con el CPCEI, estudios para EE.UU. . . . .	65
10. Coste del uranio según los estudios analizados . . . . .	66
11. Parámetros de los reactores activos en España . . . . .	74
12. Cantidad total de residuos a gestionar . . . . .	74
13. Componentes del ciclo según la opción . . . . .	77
14. Créditos del plutonio con los valores nominales . . . . .	93
15. Resultados simulación Método Monte Carlo . . . . .	108
16. Impuesto por la generación de combustible gastado . . . . .	116
17. Intervalos para un nivel de confianza del 95 % . . . . .	121



# Acrónimos, abreviaturas, unidades y símbolos

AGP	Almacén Geológico Profundo.
ATC	Almacén Temporal Centralizado.
BWR	Boiling Water Reactor; reactor de agua en ebullición.
CANDU	Canadian Deuterium Uranium Reactor; tipo de reactor.
CPCI	Chemical Plant Cost Index.
DOE	Departamento de energía de EE.UU.
GWe	Gigavatio eléctrico.
IAEA	International Atomic Energy Agency.
HM	Heavy Metal, metal pesados (uranio, plutonio y otros actinidos).
HWR	Heavy Water Reactor; reactor de agua pesada.
Kg	Kilogramo.
kWh	Kilovatio hora.
lb	Libra.
LWR	Light water reactor; reactor de agua ligera.
M	Millón.
MeV	Megaelectronvoltio.
MOX	Mixed Oxide fuel (dióxido de uranio y dióxido de plutonio).
MWd/t	Megavatio día por tonelada.
MWt	Megavatio térmico.
NEA	OECD Nuclear Energy Agency.
OECD	Organisation for Economic Co-Operation and Development.
Pu	Plutonio.
Puf	Plutonio físil.
PUREX	Plutonium and uranium recovery by extraction.
PWR	Pressurised Water Reactor; reactor de agua presurizada.
SWU	Separative Work Units, medida del esfuerzo para enriquecer un material.
U	Uranio.
US mill	Unidad monetaria (US\$0.001).
VHLW	Vitrified High Level Waste.



# Parte I

## Situación de la gestión del combustible nuclear gastado



# Capítulo 1

## Introducción

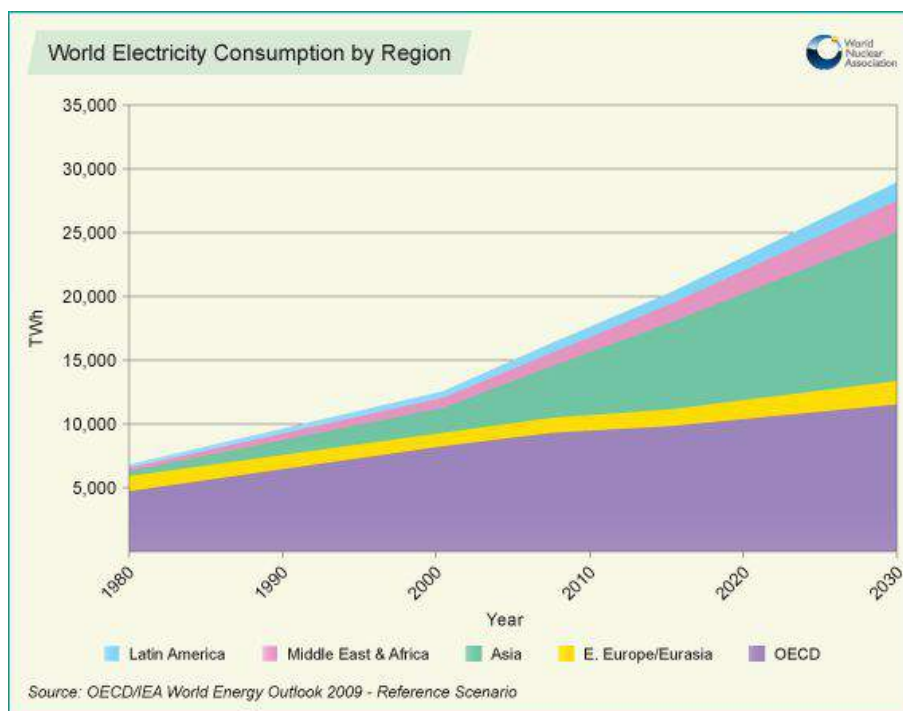
ESTE proyecto tiene como objeto de estudio analizar la viabilidad técnico-económica de la reutilización del combustible nuclear en España. Partiendo de un profundo estudio de los principales artículos realizados hasta la fecha relacionados con la reutilización de combustible nuclear, para distintos países o regiones, se pretende llegar a un análisis objetivo de las alternativas para el combustible nuclear gastado en España. Se pretende realizar un cálculo de los distintos costes para cada una de las alternativas que se van a evaluar.

### 1.1. Motivación

El consumo de energía mundial continua aumentando como puede observarse en la Figura 1. Por ejemplo se espera que entre 2005 y 2030 el consumo de energía mundial crezca cerca de un 50 %. Debido a este incremento en la demanda el precio de los combustibles fósiles está aumentando lo cual hace que la energía nuclear sea más competitiva. Además la energía nuclear tiene la ventaja añadida de ser una energía que no emite gases de efecto invernadero.

Otro aspecto muy importante a tener en cuenta es que, independientemente de lo que suceda en un futuro, cuando se produzca el cierre de las CC.NN. en España habrá aproximadamente 6676 toneladas de combustible gastado almacenadas de manera temporal en las centrales nucleares. En la actualidad está proyectada la construcción de un ATC pero esta no es una solución definitiva para los residuos radiactivos. Por ello se debe tomar una decisión sobre el futuro del combustible actualmente gastado y sobre el combustible que se seguirá usando a lo largo de la vida útil de los reactores nucleares en España.

Este combustible gastado se pueden almacenar en un AGP (cuya construcción todavía no está proyectada en España) o bien se podría reprocesar para posteriormente reciclar y convertir parte de estos residuos en combustible MOX y uranio reprocesado.



**Figura 1.** Consumo de energía mundial [1]

## 1.2. Situación nacional e internacional

En la actualidad hay 439 reactores nucleares en el Mundo los cuales generan aproximadamente el 16 % de la electricidad producida. Esto representa una parte importante del consumo global de electricidad y en 9 países la energía nuclear supone más de un 40 % del total de energía eléctrica producida. En la Unión Europea hay 144 reactores nucleares en operación que producen aproximadamente el 36 % de la energía consumida por los Estados Miembros.

España cuenta con 8 reactores nucleares de agua ligera (L.W.R.) divididos en 6 centrales nucleares cuya distribución puede apreciarse en la Figura 2. En total hay una potencia instalada de 7850 MWe. Durante el año 2011 las centrales nucleares españolas generaron el 19.6 % de la energía eléctrica producida. Lo cual sitúa a España en el puesto vigésimo a nivel mundial de mayor porcentaje de energía eléctrica producida a partir de energía nuclear.

También cabe destacar los altos valores de carga y disponibilidad del parque de centrales nucleares españolas que en 2011 fueron 83,86 % y 85,1 % respectivamente. El primero de estos valores nos indica el porcentaje de energía producida en un período de tiempo respecto al que se hubiese producido en el mismo periodo de tiempo a la potencia nominal. El segundo valor nos indica el porcentaje de tiempo que han estado conectadas a la red las centrales nucleares respecto del tiempo total considerado.





**Figura 2.** Centrales nucleares en España [2]

De los 8 reactores en funcionamiento en España 6 de ellos (Almaraz I, Almaraz II, Ascó I, Ascó II, Vandellós II y Trillo) son reactores de agua a presión (P.W.R). Esto quiere decir que funcionan con un circuito primario de agua a alta presión, lo que evita que el agua alcance el punto de ebullición, para refrigerar el núcleo. La presión en este circuito puede llegar a alcanzar presiones de 150 veces la presión atmosférica. Este circuito primario transfiere el calor a otro circuito, llamado circuito secundario.

En este circuito secundario es donde se genera el vapor que posteriormente moverá la turbina que se encarga de mover el generador eléctrico. Este tipo de reactor es uno de los más usados a nivel mundial tanto para su uso para generación eléctrica como para la propulsión naval. Más adelante en el Capítulo 2 se entra más en detalle sobre los distintos tipos de reactores y sus características. En la parte superior de la Figura 3 puede observarse un esquema de este tipo de reactor.

Los otros 2 reactores (Sta. María Garoña y Cofrentes) son reactores de agua en ebullición (B.W.R). Estos reactores funcionan de manera distinta a los anteriores ya que el mismo agua que refrigera el núcleo debido a las altas temperaturas entra en ebullición. El vapor que se genera al entrar en ebullición es el que se encarga de mover la turbina que posteriormente mueve el generador eléctrico.

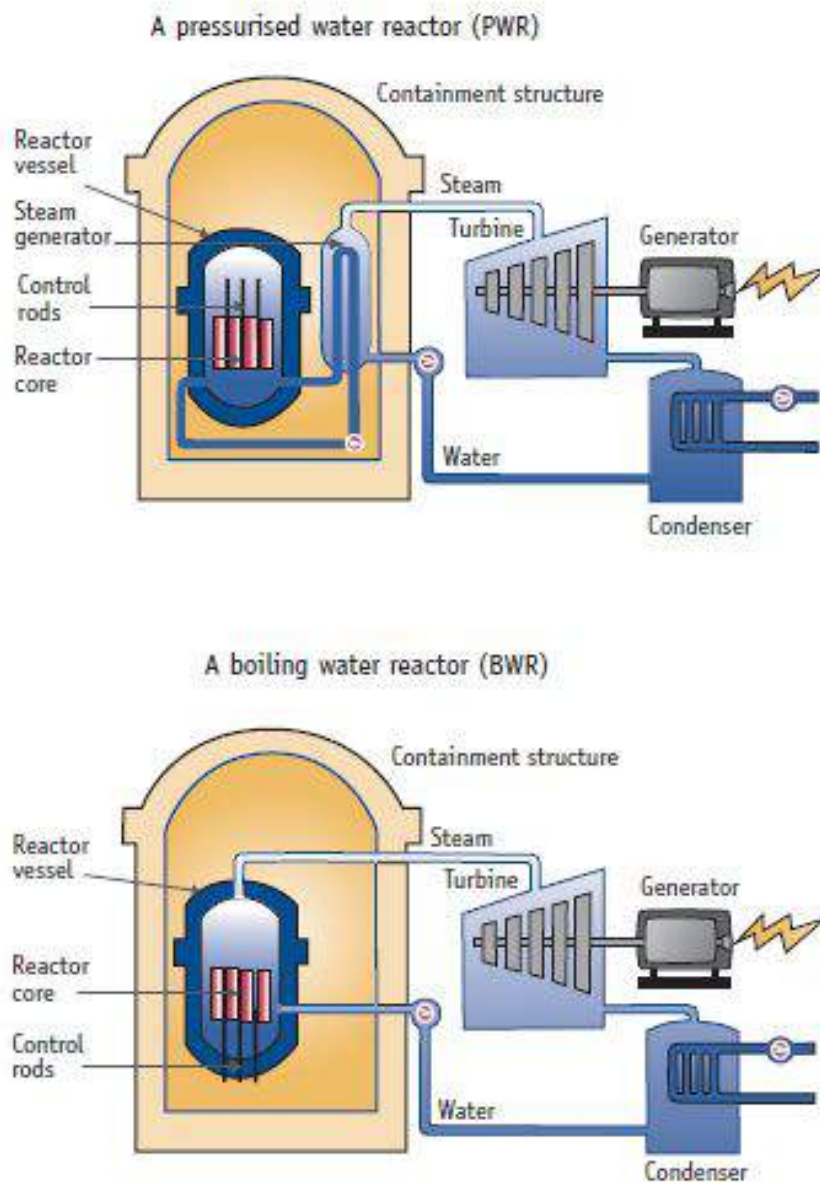
Un esquema de este tipo de reactor se muestra en la parte inferior de la Figura 3. Aunque hay más tipos de reactores que se describen más adelante estos son los que nos interesan en este estudio ya que son los utilizados por las centrales nucleares españolas.

En la Tabla 1 podemos ver un resumen de las centrales nucleares de España cuyos residuos nucleares son el objeto de estudio de este proyecto.

**Tabla 1.** Centrales nucleares operativas en España [2]

<b>Central</b>	<b>Pot. Eléctrica (MW)</b>	<b>Entrada en servicio</b>
Sta. María de Garoña	466,00	1971
Almaraz I	1035,30	1981
Ascó I	1032,50	1983
Almaraz II	1045,00	1983
Cofrentes	1092,02	1984
Ascó II	1027,21	1985
Vandellós II	1087,14	1987
Trillo	1066,00	1988

Con respecto a la legislación vigente en España respecto a las centrales nucleares hay que tener en cuenta que tiene su base en acuerdos internacionales a los que España está suscrita. Sin embargo hay otra serie de normas de carácter estatal. A lo que este estudio se refiere nos incumben aquellas que afectan al coste final del ciclo de vida del combustible nuclear. Se realiza en este proyecto un breve análisis sobre las nuevas tasas impositivas aprobadas por el Gobierno en enero de 2013 y sobre las consecuencias que estos nuevos impuestos tienen.



Source: Nuclear Energy Institute website.

**Figura 3.** Comparación P.W.R y B.W.R [3]

### 1.3. Objetivos del proyecto

El primero de los objetivos de este proyecto es el análisis y comparación de los principales estudios referentes a la reutilización del combustible nuclear. Con este análisis se pretende tener una visión del panorama internacional y cuáles son las tendencias y decisiones de distintos países y regiones a la hora de gestionar sus residuos nucleares.

El objetivo principal de este proyecto es evaluar las distintas alternativas para la gestión de los residuos nucleares producidos en las centrales nucleares españolas. Se explicarán los dos tipos de ciclo que puede tener el combustible nuclear, el ciclo abierto y el ciclo cerrado. El primero es la estrategia denominada *One-through strategy* que consiste en el almacenamiento en un AGP una vez ha sido utilizado el combustible nuclear. La otra opción es el reprocesado del combustible nuclear y posterior reutilización. En este estudio se considera que no se reutiliza en España sino que tras el reprocesado se obtendrán ciertos créditos procedentes del uranio y el plutonio reprocesado.

Se hará un cálculo económico mediante el cual se evaluarán las distintas alternativas. La intención es hacer una comparación objetiva desde el punto de vista económico para las diferentes alternativas de gestión del combustible nuclear utilizado que pueden llevarse a cabo en España.

Dada la dificultad de proporcionar un valor exacto de coste de gestión para cada una de las dos alternativas que se evalúan debido a las variaciones que pueden tener ciertos elementos del ciclo del combustible nuclear se realizan dos análisis que acompañan al estudio económico. El análisis de incertidumbre nos proporcionará un rango de valores para cada una de las posibles alternativas con un determinado nivel de confianza. Y el análisis de sensibilidad mostrará aquellos factores más determinantes a la hora de establecer el coste de cada una de las alternativas.

A la hora de tomar una decisión sobre la gestión de los residuos nucleares no sólo hay que fijarse en el análisis económico, el cuál es muy importante, sino que también hay que fijarse en aspectos o beneficios intangibles que puedan afectar a la decisión. Y es por esto que en las conclusiones se mencionan ciertos beneficios intangibles de las distintas alternativas junto con los resultados del análisis económico.

# Capítulo 2

## Estado del Arte

ESTE capítulo comienza con una explicación de los aspectos históricos más importantes sobre el desarrollo de la energía nuclear así como los acontecimientos más relevantes y que han marcado el desarrollo de este tipo de energía como fuente de energía eléctrica. A continuación se entra en detalle en los principios básicos y la teoría necesaria para comprender como se obtiene energía eléctrica a partir de la energía nuclear. Es decir, cómo funcionan las centrales nucleares.

Se explica también en que consiste el ciclo del combustible nuclear y que opciones de ciclo existen. Las alternativas de gestión actual son las denominadas Ciclo Abierto y Ciclo Cerrado. En proceso de estudio y desarrollo se encuentra el proceso que se denomina Transmutación que puede considerarse como otra forma de Ciclo Cerrado, no se entra en mucho detalle en este estudio ya que no se considera como alternativa en este proyecto pero al final de este capítulo se muestran los conceptos básicos. Para poder entender completamente los tipos de ciclos de vida del combustible se muestra en detalle dos aspectos fundamentales que son: el reprocesado nuclear y el almacenamiento geológico profundo de residuos.

Respecto al reprocesado del combustible nuclear se muestran los distintos procesos de separación especialmente el método PUREX que es el más utilizado. Se muestran las distintas plantas que llevan a cabo procesos de reciclado de combustible nuclear en todo el mundo y la capacidad total de reprocesado.

En cuanto al almacenamiento geológico profundo de residuos se muestran distintos casos de países para ver cuales han tomado ya la decisión de construir un AGP. Se analizan las características y funcionamiento de este tipo de instalaciones y los tipos de barreras que se utilizan para retener los elementos radiactivos el tiempo necesario.

## 2.1. Energía nuclear

La energía nuclear es aquella energía que se libera en las reacciones nucleares que pueden ser naturales o provocadas. Sin embargo este término, *energía nuclear*, suele estar asociado al uso de esta energía para determinados fines como puedan ser la producción de energía eléctrica o térmica. En este estudio lo que interesa es la aplicación de esta energía generada en las reacciones nucleares para la producción de energía eléctrica.

Para este estudio es importante un conocimiento básico sobre cómo funcionan estas reacciones para entender los procesos que tienen lugar en las centrales nucleares. También es necesario para entender la composición final del combustible nuclear gastado ya que tras las fisiones nucleares que se producen en el núcleo del reactor la composición química no es la misma la del combustible nuevo introducido que la del combustible gastado extraído del reactor.

En los apartados siguientes se entra en detalle en la historia y evolución de la energía nuclear. A continuación en los principios básicos para comprender las reacciones nucleares y posteriormente en el funcionamiento y los tipos de centrales nucleares más importantes.

### 2.1.1. Aspectos históricos

En febrero de 1896 el físico francés Antoine Henri Becquerel descubrió la radiactividad por casualidad cuando intentaba demostrar la relación que había entre los minerales que brillan cuando son expuestos a una luz potente y un nuevo tipo de radiación magnética descubierta en noviembre de 1895 por el físico Wilhelm Röntgen, los denominados rayos-x.

A partir de este momento tanto Antoine Henri Becquerel como otros científicos empezaron a estudiar las propiedades de este nuevo tipo de radiación. Esto supuso que en 1903 Becquerel ganase el Premio Nobel de Física el cual fue compartido con Marie Curie y su marido Pierre Curie. Pierre y Marie Curie descubrieron la existencia de otro elemento, que fue llamado polonio, de actividad más elevada que el uranio. También fueron los descubridores de otro elemento al que denominaron radio.

En 1911 Ernest Rutherford desarrolla el denominado modelo atómico de Rutherford que era una teoría sobre la estructura interna del átomo. Éste modelo atómico fue el primero en considerar que los átomos se formaban de dos partes: la corteza y el núcleo. Dicho modelo fue sustituido en 1913 por el modelo atómico Bohr pero fue Rutherford quien descubrió que la radiactividad provenía del núcleo de los átomos.

Posteriormente, a raíz de las investigaciones de Rutherford y Soddy, se demostraría que ciertos elementos pesados, entre ellos el uranio, emitían tres tipos de radiaciones: alfa, beta y gamma <sup>1</sup>. Tras esto las investigaciones continuaron y es en los años 1930 cuando Enrico Fermi con su grupo de estudio bombardearon con neutrones una serie de elementos entre los que se encontraba el <sup>235</sup>U. Y fue en ese momento cuando se produjeron las primeras fisiones nucleares controladas de la historia.

Posteriormente durante la Segunda Guerra Mundial se produce un gran avance en el desarrollo de la energía nuclear. Es en 1942 como parte del proyecto Manhattan cuando se construye la primera pila atómica del mundo denominada Chicago Pile-1 (CP-1). Este primer reactor utilizaba como combustible uranio y como moderador grafito. El 16 de Julio de 1945 fue probada la primera bomba nuclear en el desierto de Alamogordo. Una imagen de esta primera explosión puede verse en la Figura 4.



**Figura 4.** Explosión nuclear Trinity, Julio 1945 [4]

Fue en la década de 1940 cuando se empezó a pensar en la construcción de reactores nucleares de fisión con el propósito de generar energía eléctrica. La primera central nuclear para producción de energía eléctrica fue La Central nuclear de Óbninsk que se construyó en la antigua Unión Soviética y generaba 5 MWe con un rendimiento de tan sólo el 17 %, pero su uso era semiexperimental. Por esto se considera que la primera estación nuclear capaz de producir electricidad en cantidades comerciales fue Calder Hall en Reino Unido que fue inaugurada en 1956 con 4 reactores que suministraban una potencia de 50 MWe.

---

<sup>1</sup>En el la sección de Fundamentos Físicos se entra en detalle sobre estos tres tipos de radiación.



En 1955 se botó el primer submarino (USS Nautilus (SSN-571)) en el que se sustituían los motores diésel por combustible nuclear. Los reactores B.W.R. y P.W.R. fueron desarrollados por General Electric y Westinghouse respectivamente con el objetivo de utilizarse en submarinos. Pero pronto se adaptaron para diseños comerciales para la producción de electricidad en todo el mundo. Actualmente estos dos tipos de reactores son de los más utilizados a nivel mundial y en concreto los únicos utilizados en España. En la Figura 3 en el Capítulo 1 se pudo observar la diferencia entre estos dos tipos de reactores.

Una década después del desarrollo de los reactores B.W.R. y P.W.R. Canadá desarrolló un reactor nuclear basado en el P.W.R. en el que usaban uranio natural en lugar de uranio enriquecido y usaban agua pesada como moderador. Otros países como Francia e Italia desarrollaron también sus propios reactores para la generación de energía eléctrica. Francia puso en operación su primera instalación nuclear en 1956, El complejo nuclear de Marcoule, donde tuvieron lugar los primeros experimentos industriales y militares con plutonio.

A raíz de la advertencia hecha ante la ONU por Dwight Eisenhower, presidente de Estados Unidos, acerca de la necesidad de contar con un estatuto internacional que supervise la seguridad del uso de la energía atómica en el mundo. En 1957 se establece la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA) con sede en Viena gracias al apoyo de 81 naciones. Esta organización tiene como objetivo trabajar por la seguridad y asegurar un uso pacífico de la tecnología nuclear. En la Figura reffig:iaea se puede observar una instantánea de la primera conferencia de la Agencia Internacional de Energía Atómica



**Figura 5.** Primera conferencia de la IAEA, Viena Octubre 1957. [5]



Desde el comienzo del desarrollo de la energía nuclear para la producción de electricidad se ha sido consciente del peligro potencial de un mal uso de esta energía y por ello se han ido reforzando cada vez más las medidas de seguridad. Sin embargo ha habido accidentes en algunas centrales nucleares. Los dos accidentes más graves ocurridos y valorados con el grado mayor en la Escala Internacional de Accidentes Nucleares (nivel 7) son el accidente de Chernóbil, Ucrania en 1986 y el accidente de Fukushima, Japón en 2011. Estos accidentes hacen que las medidas de seguridad de las centrales nucleares se vean incrementadas.

Actualmente existen diseños de reactores que pueden funcionar con moderadores muy variados como: carbono, sales fundidas, mercurio, etc. También a parte del uranio se usan otros combustibles como el plutonio en forma de combustibles MOX. Como se puede observar la energía nuclear es un campo todavía en desarrollo en el cual se sigue innovando y buscando nuevos diseños de reactores que proporcionen mejores prestaciones.

## **2.1.2. Fundamentos físicos**

En este apartado se explican y resumen los principales conceptos básicos relacionados con la energía nuclear. Comenzando con los átomos y los elementos. A continuación se verán los distintos tipos de radiación y posibles efectos que pueden tener sobre la salud.

Posteriormente se detalla el proceso de fisión nuclear y el concepto de reacción en cadena. Estos conceptos son claves para poder comprender el funcionamiento de la energía nuclear y por eso que se explican de manera detallada.

### **2.1.2.1. Los elementos y los átomos**

En la naturaleza toda la materia está compuesta por moléculas que son combinaciones de átomos. Las moléculas son la combinación química de átomos de los distintos elementos existentes, los átomos de cada elemento son diferentes a los de otros elementos. En la corteza de la Tierra existen noventa y dos elementos de forma natural aunque sólo 8 de estos abundan en la rocas que forman la corteza exterior. Estos 8 elementos forman el 98,5 % de la corteza terrestre, dichos elementos se muestran en la Tabla 2.

La estructura de los átomos es un núcleo cargado positivamente pero que está compuesto por neutrones que tienen carga neutra y protones que tienen la carga positiva. Alrededor del núcleo hay una nube de electrones que giran alrededor del mismo y están cargados negativamente. Hay el mismo número de protones y electrones de tal manera que el átomo es eléctricamente neutro. El núcleo contiene la mayor parte de la masa de los átomos.

**Tabla 2.** Elementos más abundantes en la Corteza Terrestre

Elemento		Abundancia
Oxígeno	(O)	46,6 %
Silicio	(Si)	27,7 %
Aluminio	(Al)	8,1 %
Hierro	(Fe)	5,0 %
Calcio	(Ca)	3,6 %
Sodio	(Na)	2,8 %
Potasio	(K)	2,6 %
Magnesio	(Mg)	2,1 %

La identidad de un átomo viene dada por el número de protones, es decir, todos aquellos átomos que tiene un mismo número de protones constituyen un elemento químico. Dado que además de tener el mismo número de protones tienen el mismo número de electrones tienen unas mismas propiedades químicas. El elemento más simple es el hidrógeno (H) con un protón y un electrón mientras que el más complejo de los elementos que existen de forma natural tiene 92 protones y 92 electrones y es el uranio (U)

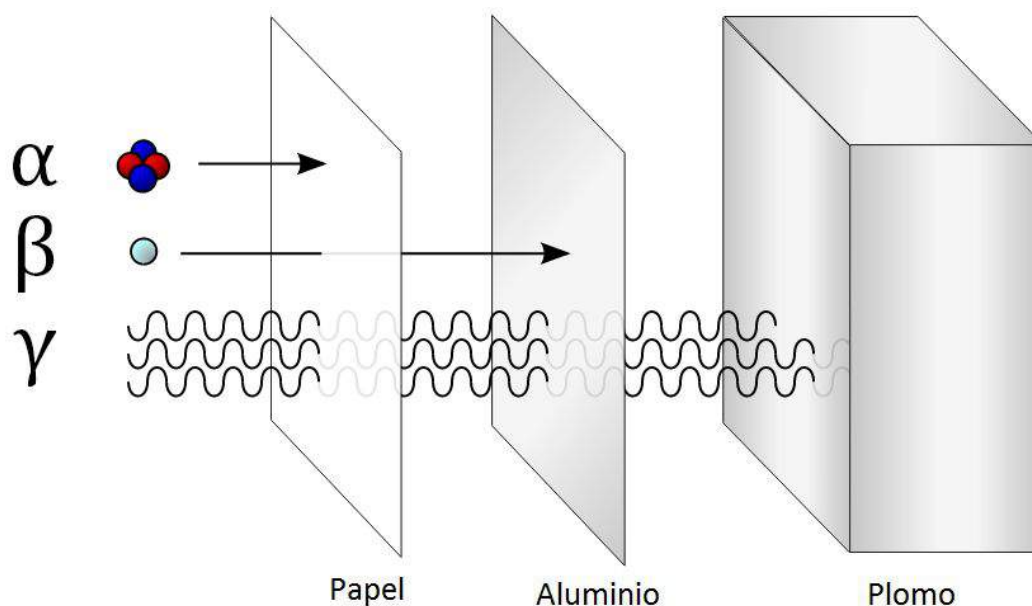
Hay átomos que tienen el mismo número de protones y difieren en el número de neutrones, estos átomos se denominan isótopos. Los distintos isótopos de un elemento tienen iguales propiedades químicas pero difieren en sus propiedades físicas. Por ejemplo el uranio en la naturaleza existe como mezcla de dos isótopos el  $^{235}\text{U}$  y  $^{238}\text{U}$  que se encuentran en la proporción aproximada de 0,72 % y 99,28 % respectivamente. Esto quiere decir que los átomos de uranio que se encuentran en la naturaleza tienen todos 92 protones y electrones pero que pueden tener 143 o 146 neutrones.

Tanto en las reacciones químicas como en las reacciones nucleares existe interacción entre distintos átomos. Sin embargo hay una diferencia fundamental. Mientras que en las reacciones químicas sólo interactúan las capas de electrones para organizarse en nuevos compuestos en las reacciones nucleares se ven involucrados también los núcleos de los átomos. Esto significa que en las reacciones químicas los elementos originales no se ven modificados y siguen siendo los mismos. Sin embargo en las reacciones nucleares los elementos originales se ven modificados ya que cambian el número de protones y de neutrones del núcleo apareciendo otros elementos diferentes.

### 2.1.2.2. La Radiación

El descubrimiento de la radiactividad natural fue una revolución en el pensamiento científico. Supuso un avance en la comprensión del universo por parte del hombre y fue determinante para el desarrollo de disciplinas como la Física, la Química y la Medicina. Fue el científico francés Antonie Henri Becquerel quien por casualidad descubrió la radiactividad a partir de sales de uranio. Gracias a este descubrimiento comenzaron diversas investigaciones y estudios a partir de los cuales se descubrieron varios elementos que emitían radiaciones como es el caso del polonio o el radio.

Existen ciertos átomos que son inestables y tienden a transformarse en otros átomos. En estas transformaciones los átomos emiten radiaciones que transportan energía. Esta actividad es la que se denomina radiactividad y la transformación que sufren los átomos se conoce con el nombre de desintegración radiactiva. Se distinguen tres clases de radiaciones que corresponden a tres tipos diferentes de radiactividad: alfa, beta y gamma. En la Figura 6 puede apreciarse el grado de penetración de estos tres tipos de radiactividad.



**Figura 6.** Grado de penetración según el tipo de radiación.

La radiación alfa se produce al desprenderse del núcleo del átomo dos protones y dos neutrones. Esta emisión de partículas está cargada positivamente y no es capaz de recorrer una distancia superior a un metro ya que rápidamente pierde su energía cinética. Las partículas alfa (o isótopos Helio-4) son detenidas por la propia piel del cuerpo humano o incluso por una hoja de papel. Este tipo de desintegración suele darse únicamente en núcleos atómicos muy pesados (uranio, radio, plutonio, etc.).

La radiación beta se da cuando un núcleo emite una partícula beta, puede ser un electrón o un positrón, para compensar la relación de neutrones y protones del núcleo atómico. Es capaz de recorrer unos pocos metros pero es detenida por unos centímetros de madera o una lámina de metal. Esta emisión beta suele darse cuando hay un desequilibrio en el número de protones y neutrones en el núcleo y por tanto tras esta emisión beta el átomo se vuelve más estable.

La radiación gamma, al contrario que las dos primeras, no está relacionada con una transformación en núcleo. Es de naturaleza electromagnética (como la luz o los rayos X) y por tanto constituida por fotones y por ello no posee carga. Puede recorrer varios cientos de metros en el aire y para detenerla es necesaria una pared gruesa de plomo o cemento. Estos rayos gamma se producen por dos motivos, puede ser por desexcitación de un nucleón de un nivel o estado excitado a otro de menor energía o por desintegración de isótopos radiactivos.

Estos tres tipos de radiaciones se dice que son ionizantes. Esto quiere decir que poseen la energía necesaria para arrancar uno o varios electrones de los átomos que componen las moléculas del medio irradiado y es por esto que pueden alterar el medio. En los seres vivos las radiaciones ionizantes tienen unos efectos negativos si se reciben grandes dosis de radiación. En la Tabla 3 se muestran una serie de valores de dosis de radiación y sus consecuencias para el ser humano.

**Tabla 3.** Valores comparativos de dosis de radiación [7]

<b>DOSIS (mSv)</b>	<b>EFECTOS SOBRE LA SALUD</b>
10.000	Dosis que origina la muerte en días o semanas (100 % de los casos)
4.000	Dosis que origina la muerte en días o semanas (50 % de los casos)
250	Dosis que no produce efectos observables de tipo inmediato
100	Dosis para la cual no hay evidencia de efectos sanitarios en seres humanos
3,5	Dosis media anual por persona en España
3	Dosis por un escáner de cabeza
2,5	Dosis media anual por persona en el mundo, por radiación natural
0,4	Dosis originada por una radiografía de tórax
0,02	Dosis originada por Viaje de 3 horas en avión
0,005	Dosis media anual debida a la industria nuclear

La Tabla 3 nos muestra como la emisión de radiación ionizante está muy presente en la naturaleza. La mayor parte de la radiación que se recibe es a partir de la radiactividad natural y este tipo de radiación no puede ser evitada ni controlada. Tras la radiación natural la mayor fuente de exposición a radiaciones en el ser humana proviene de las prácticas médicas como por ejemplo de las radiografías.

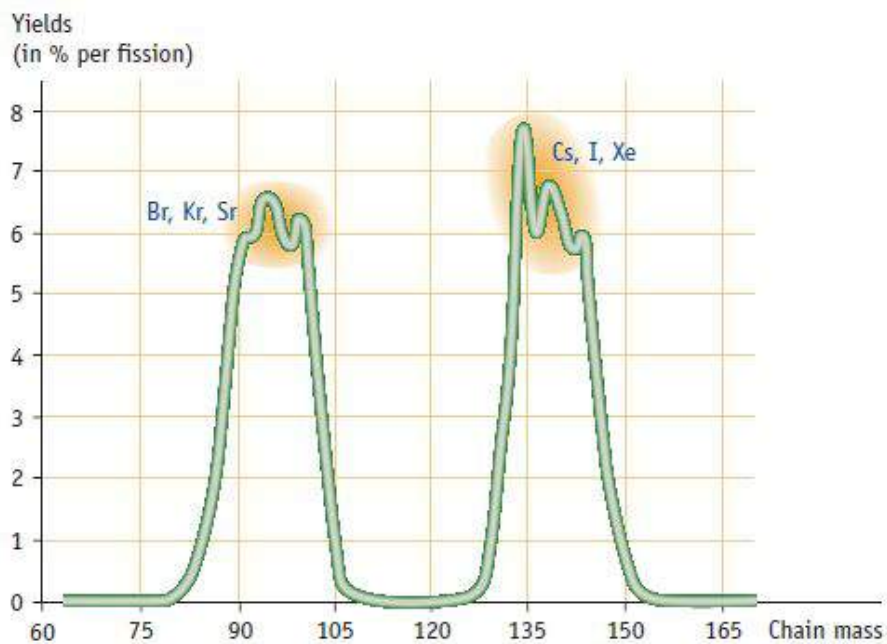
### 2.1.2.3. La fisión nuclear y la reacción en cadena

La fisión nuclear consiste en bombardear núcleos atómicos pesados con neutrones. Dichos núcleos pesados se vuelven inestables y tienden a descomponerse normalmente en dos núcleos con un tamaño del mismo orden de magnitud liberando dos o tres neutrones además de una gran cantidad de energía. La energía producida depende de la reacción concreta pero es del orden de unos 200 MeV.

La suma de las masas de los fragmentos tras la fisión es menor que la de la masa original, esta pérdida de masa suele ser de alrededor del 0,1 % aproximadamente. Esta diferencia de masa se ha transformado en energía según la conocida ecuación desarrollada por Einstein que puede observarse en la Ecuación 1. En esta ecuación  $E$  representa la energía obtenida para una pérdida de masa  $m$ . La constante  $c$  se define como la velocidad de la luz y tiene un valor de 299.792.458 m/s. Debido al alto valor de esta constante puede apreciarse como por pequeña que sea la cantidad de masa extraída obtendremos una gran cantidad de energía.

$$E = m \times c^2 \quad (1)$$

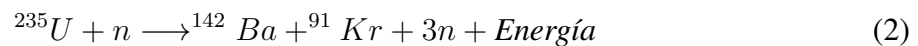
Cuando se produce una reacción de fisión aparecen nuevos átomos diferentes al inicial. Existe un gran número de posibilidades y de combinaciones para los átomos que son productos de la reacción de fisión, son los denominados productos de fisión. En la Figura 7 se puede observar la probabilidad de formación de estos productos de fisión a partir de la fisión de  $U_{235}$ .



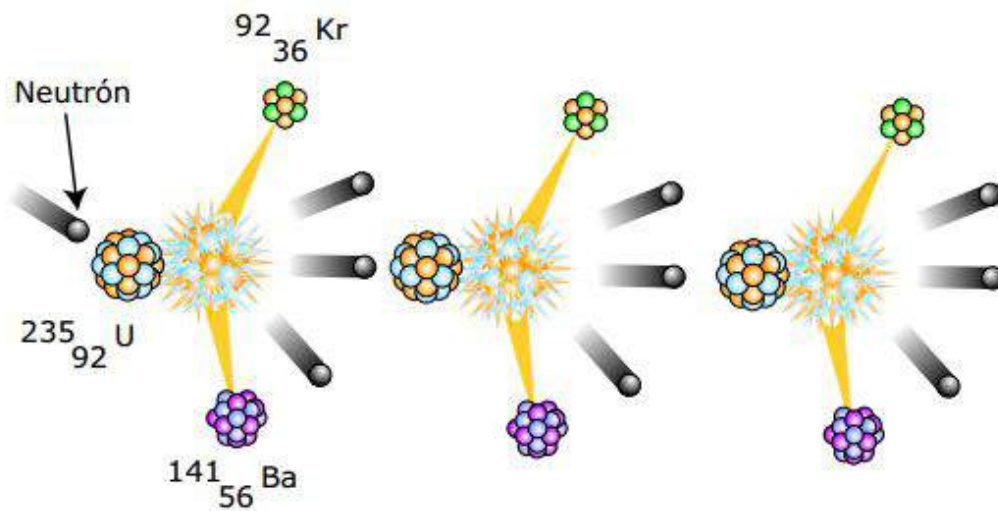
**Figura 7.** Porcentaje de productos de fisión para la fisión de  $U_{235}$  [9]

En términos de radioactividad y abundancia los productos de fisión más importantes que resultan de la fisión del  $^{235}\text{U}$  son isótopos de bromo (Br), cesio (Cs), iodo (I), kriptón (Kr), estroncio (Sr) y xenón (Xe).

Una reacción de fisión que se da en muchos reactores es cuando el núcleo de un átomo de  $^{235}\text{U}$  es alcanzado por un neutrón y se descompone en bario y kriptón. Esta reacción se muestra en la Ecuación 2. Pero como ya se ha indicado no es la única y hay muchas combinaciones posibles para los átomos productos de la fisión.



Los neutrones liberados pueden a su vez provocar otras fisiones en otros átomos de  $^{235}\text{U}$  y producir lo que se conoce como una reacción en cadena. En la Figura 8 se puede observar la reacción anteriormente descrita.



**Figura 8.** Proceso de reacción en cadena [8]

Para que la reacción en cadena pueda mantenerse es necesario lo que se denomina una *masa crítica*. Hay varios factores que influyen a la hora de determinar la masa crítica como son la densidad, el grado de enriquecimiento, la geometría, etc.

Cuando se dice *crítico* se refiere a un estado de equilibrio en el que no existe aumento de potencia, temperatura ni densidad de neutrones en el tiempo.

En oposición al estado crítico tenemos los estados subcríticos y supercríticos. Un estado *subcrítico* se refiere a la imposibilidad de sostener a lo largo del tiempo la reacción en cadena. Por otro lado un estado *supercrítico* se refiere a la situación donde el número de reacciones de fisión aumenta hasta que se alcanza un punto de equilibrio, es decir, se sitúe en un estado crítico a una temperatura o potencia mayor o se termine por destruir.

Para mantener bajo control la reacción se utilizan moderadores que frenan la velocidad de los neutrones, ejemplos de moderadores son el agua ligera o pesada. Los neutrones con una energía cinética baja, menos de 1eV, son los denominados neutrones térmicos y son los más eficaces a la hora de producir la fisión del uranio y del plutonio. Aquellos neutrones con alta energía cinética, alrededor de los 10 millones de eV, son los denominados neutrones rápidos y son poco eficientes a la hora de fisiónar otros átomos.

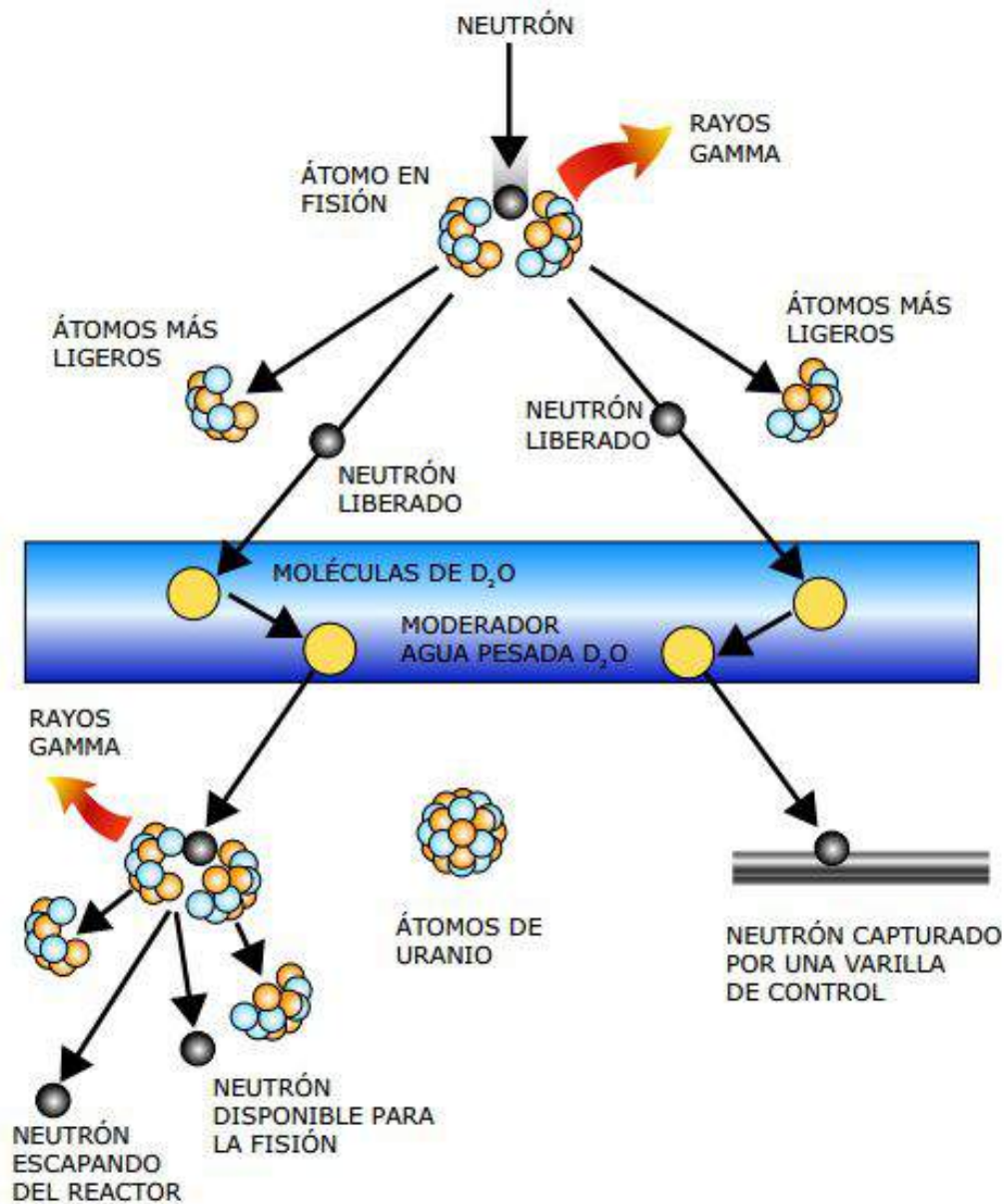
Todos los neutrones producidos por fisión son neutrones rápidos y es por esto que se utiliza un moderador para reducir la velocidad de los neutrones rápidos y favorecer así la fisión. Cuando el núcleo de un átomo captura un neutrón pero no se fisiona puede cambiar a otro elemento. Esto en los reactores nucleares crea elementos de larga duración que no ocurren en la naturaleza o si ocurren es muy raramente. Este tipo de elementos se muestran en la Tabla 4 y debido a su alta toxicidad y alta vida media parte de los residuos nucleares deben ser aislados por largos periodos de tiempo.

**Tabla 4.** Isótopos importantes formados por captura de neutrones en el núcleo de un reactor [9]

Elemento	Vida media aproximada
Neptunio (Np <sub>237</sub> )	2 140 000 años
Plutonio (Pu <sub>239</sub> )	24 000 años
Americio (Am <sub>243</sub> )	7 400 años

Además en los reactores se utilizan absorbedores de neutrones, que son las barras de control, que sirven para controlar la potencia del reactor. Para esto se utilizan materiales como el boro, el cadmio o la plata. Estas barras de control se introducen por determinados orificios entre las vainas de combustible y gracias a ellas se consigue controlar y detener el reactor. Lo que se busca es que por cada átomo fisionado sólo se fisione uno y no tantos átomos como neutrones liberados, de esta forma obtenemos la misma cantidad de energía a lo largo del tiempo.

En la Figura 9 se puede observar el proceso descrito que tiene lugar en el reactor. Como se aprecia sólo uno de los neutrones fisiona un átomo mientras que el resto serán absorbidos para evitar que fisionen otros núcleos y de esta manera mantener la reacción bajo control.



**Figura 9.** Reacción de fisión controlada en el reactor [8]

La energía cinética que tienen los fragmentos tras la fisión nuclear es transferida a otros átomos por medio de las colisiones que se producen. Esto hace que se cree un aumento de la temperatura y por tanto ya tenemos la energía calorífica que se busca para la producción de electricidad.

A parte de las colisiones entre partículas que generan calor la absorción de radiación gamma por parte del reactor durante la fisión convierte esta energía en calor. Y otra fuente de calor son los productos de fisión y los átomos creados por la absorción de neutrones que generan calor debido a la radiación, esta emisión de calor continua incluso cuando el reactor se ha parado. Es debido a esto que el combustible nuclear una vez extraído y considerado como residuo sigue generando calor.



### 2.1.3. Generación de electricidad

Una central nuclear es aquella instalación industrial donde se produce energía eléctrica a partir de energía nuclear. La producción de energía se produce gracias a los procesos de fisión que ocurren en el reactor que generan calor, como se ha descrito en el apartado anterior. A partir de este calor mediante un ciclo termodinámico convencional se produce el movimiento de alternadores que transforman el trabajo mecánico en energía eléctrica.

El elemento fundamental de una central nuclear es el reactor, es lo característico de una central nuclear y lo que distingue unos tipos de centrales nucleares de otros. El reactor es la parte encargada de generar mediante procesos de fisión <sup>2</sup> una energía calorífica. Esta energía calorífica se utiliza para calentar agua y producir un flujo de vapor. El vapor se expande en las turbinas lo que produce el movimiento de estas que a su vez hacen girar los generadores produciendo energía eléctrica. Se utiliza un transformador para aumentar la tensión hasta la tensión de la red y a continuación se procede a su distribución. A continuación se explican los principales tipos de reactores nucleares, en la Tabla 5 se muestra un resumen de los tipos de reactores utilizados a nivel mundial con sus principales características según las define la World Nuclear Association [10].

**Tabla 5.** Plantas nucleares en operación comercial

Reactor	Número	GWe	Combustible	Refrigerante	Moderador
PWR	271	270,4	UO <sub>2</sub> enriquecido	agua	agua
BWR	84	81,2	UO <sub>2</sub> enriquecido	agua	agua
PHWR, CANDU	48	27,1	UO <sub>2</sub> natural	agua pesada	agua pesada
AGR & Magnox	17	9,6	U natural, UO <sub>2</sub> enr.	CO <sub>2</sub>	grafito
RBMK & EGP	15	10,4	UO <sub>2</sub> enriquecido	agua	grafito
FBR	1	0,6	PuO <sub>2</sub> y UO <sub>2</sub>	sodio líquido	-
TOTAL <sup>3</sup>	436	399,3			

#### Reactores de agua presurizada (PWR)

Este tipo de reactor es el más común en todo el mundo. Su diseño original era para su uso en propulsión de submarinos pero pronto se utilizó para la producción de energía eléctrica. En la Figura 3, en el Capítulo 1, puede observarse un esquema de este tipo de reactor. Los PWR utilizan agua como refrigerante y también como moderador.

<sup>2</sup>La producción de energía eléctrica mediante procesos de fisión lleva décadas en fase de desarrollo y no existe ninguna central nuclear actualmente con este tipo de procesos, debido a esto no se analiza en este estudio.

<sup>3</sup>Datos actualizados a enero de 2012

Este reactor consta de un circuito primario de refrigeración que atraviesa el núcleo del reactor absorbiendo calor. Sin embargo, debido a la alta presión a la que se encuentra no entra en ebullición y se mantiene en fase líquida en todo momento pese a alcanzar temperaturas superiores a los 300°C. Las presiones que se alcanzan en el circuito primario son de alrededor de 150 veces la presión atmosférica. Este circuito primario se utiliza para calentar el denominado circuito secundario.

El circuito secundario absorbe calor del circuito primario para que el agua se convierta en vapor. El vapor se encuentra a una temperatura de alrededor de los 275°C y sometido a una presión de 60 veces la presión atmosférica. En estas condiciones el vapor atraviesa la turbina y hace que esta gire, esta a su vez moverá el generador eléctrico para la producción de energía eléctrica.

Los reactores PWR utilizan como moderador el propio agua refrigerante. La utilización de agua como moderador hace que este tipo de reactor sea muy estable. Esto es así ya que en el caso de que se produzca una subida de temperatura, que puede ser causada por un aumento de potencia del reactor de manera no controlada, la densidad del agua disminuye y por tanto el efecto moderador se ve reducido. Esto hace que los neutrones rápidos no pierdan tanta velocidad y por lo tanto no alcancen una velocidad lo suficientemente baja como para producir otra fisión y esto provoca una bajada de potencia en el reactor.

La potencia suele regularse por medio de la concentración de ácido bórico en el refrigerante, por lo tanto se requiere un sistema que se encargue de regular la concentración de este absorbente de neutrones. Las barras de control son utilizadas principalmente en los momentos de arranque y apagado del reactor.

### **Reactores de agua en ebullición (BWR)**

Es un tipo de reactor es muy similar al PWR. La diferencia fundamental es que en este tipo de reactor hay un único circuito de agua el cuál se encuentra a una presión inferior. La presión que se alcanza suele ser de 75 veces la presión atmosférica y con esto se consigue que el agua entre en ebullición a unos 285°C.

Los BWR suelen estar diseñados para que en operación exista alrededor de un 15 % del agua en forma de vapor en la parte superior del núcleo del reactor. El vapor pasa a través de unos separadores situados en la parte superior del núcleo del reactor para aumentar la calidad de este vapor. El vapor atraviesa la turbina y esta mueve el generador.

Debido a que el vapor procede directamente del núcleo del reactor está contaminado y es por esto que la turbina debe estar sellada y tener una protección radiológica. Esto hace que este sistema tenga unos costes de operación mayores que equilibran el coste total debido a un diseño más sencillo. En la Figura 3, ver Capítulo 1, puede observarse un esquema de este tipo de reactor.

En los BWR no se disuelve boro en el refrigerante sino que la potencia se regula con el caudal de refrigerante o con las barras de control. Aunque es normal que como sistema de seguridad se tenga ácido bórico para inyectarlo en el refrigerante en caso de necesidad de un apagado de emergencia.

Las barras de control suelen utilizarse en las operaciones de arranque y apagado o cuando se trabaja hasta un 70 % de la potencia. Por encima de esta potencia la regulación se lleva a cabo mediante el control de flujo de agua de refrigeración. Cuando se aumenta el flujo a través del núcleo las burbujas de vapor que se forman se eliminan más rápidamente y por ello aumenta la moderación de neutrones.

### **Reactores de agua pesada presurizada (PHWR)**

Este tipo de reactor fue desarrollado en Canadá en los años 1950 donde se le dio el nombre de CANDU. El funcionamiento de este reactor es muy similar al de los reactores de tipo PWR. La diferencia reside en que utiliza óxido de uranio sin enriquecer, es decir, el porcentaje del isótopo  $^{235}\text{U}$  se encuentra en una proporción del 0,72 % frente a los PWR en los que la proporción de este isótopo se encuentra aproximadamente entre un 3 y un 5 %.

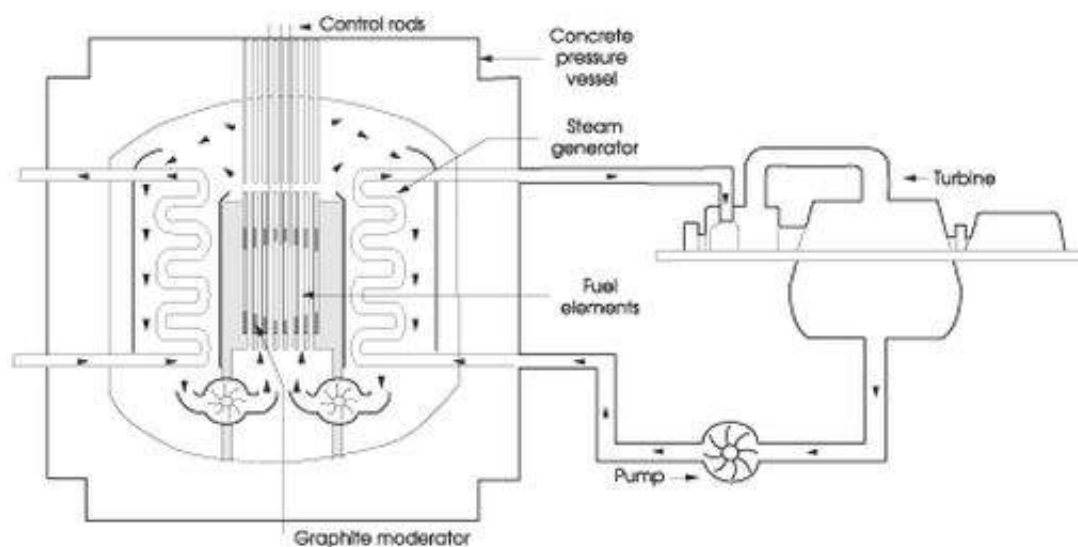
Debido a esto se necesita un moderador más eficiente. En este caso se utiliza lo que se denomina agua pesada. El agua pesada es una molécula que tiene una composición química como la del agua pero en la que los átomos de hidrógeno han sido sustituidos por deuterio. El deuterio es un isótopo estable del hidrógeno que tiene en su núcleo un protón y un neutrón frente a los átomos de hidrógeno que sólo tienen un protón.

Al igual que en los PWR hay un circuito primario que se encuentra a una presión muy elevada y que no entra en ebullición, se alcanzan temperaturas cercanas a los 300°C. El calor es transmitido del circuito primario al secundario para que el agua de este se evapore y mueva la turbina que hace rotar los generadores.

### Reactore avanzado refrigerado por gas (AGR)

Los reactores tipo AGR fueron desarrollados a partir del reactor Magnox. Este tipo de reactor utiliza un moderador sólido que normalmente es grafito y un refrigerante que es gaseoso. Como refrigerante suele utilizarse dióxido de carbono o también helio.

El dióxido de carbono circula a través del núcleo del reactor alcanzando temperaturas de unos 650°C. Después pasa a través de los tubos generadores de vapor donde el agua del circuito secundario se evapora y posteriormente mueve la turbina que hace mover los generadores. Un esquema del funcionamiento de este tipo de reactor se muestra en la Figura 10



**Figura 10.** Esquema de un reactor AGR [10]

### Reactor de agua ligera con moderador de grafito (RBMK)

Este tipo de reactor fue diseñado y construido únicamente por la Unión Soviética. Utiliza como refrigerante agua ligera y como moderador barras de grafito. El agua se deja entrar en ebullición a unos 290 °C como en los BWR pero en este tipo de reactor se utiliza uranio muy poco enriquecido o incluso uranio natural.

La ventaja de este reactor es que se puede llegar a construir un reactor de gran potencia sin necesidad de tener que separar isótopos. Proceso que si es necesario para enriquecer uranio u obtener agua pesada.

Sin embargo, tiene un gran defecto y es que al utilizar como moderador barras de grafito fijas cuando se produce un aumento de la potencia que lleva a un aumento de la temperatura el agua se evapora más, lo que produce que simplemente la refrigeración se vea reducida y sin embargo la moderación de neutrones continua igual. Este efecto supone que sea un reactor más peligroso que los de otro tipo y por eso nunca se han construido en otros países fuera de la Unión Soviética.

### **Reactor rápido (FNR)**

Estos reactores tienen la peculiaridad de que no utilizan un moderador. Es decir la reacción en cadena es sostenida por los neutrones rápidos. Para que se sostenga la reacción en cadena se necesita un combustible rico en elementos físi les comparado con el resto de reactores.

La gran ventaja de este tipo de reactores es que reduce la cantidad de radiactividad de los residuos. Esto lleva además a una reducción muy grande de la vida de los residuos que se generan. Esto se debe a que con neutrones rápidos la tasa de capturas en lugar de fisiones es muy inferior si lo comparamos con la utilización de neutrones lentos.

Este tipo de reactor puede ser alimentado a partir de los residuos de los reactores de agua ligera. Esto se debe a que se da lugar al proceso de transmutación, es decir unos elementos se transforman en otros. Pero para que esto se pueda llevar a cabo el grado de enriquecimiento debe ser considerablemente mayor que en los otros tipos de reactores. Por ejemplo si se compara el grado de enriquecimiento necesario en los PWR que es entorno a un 5 % con el grado de enriquecimiento necesario en este tipo de reactores, que es de aproximadamente un 20 %, se observa que es cuatro veces mayor con los inconvenientes que esto pueda suponer.

Este tipo de reactores está todavía en proceso de desarrollo e investigación y actualmente tienen un coste de construcción muy elevado. Será importante la investigación en los próximos años para que lleguen a desarrollarse y con ello se podrían solventar algunos de los inconvenientes actuales del uso de energía nuclear.

## 2.2. Ciclos del combustible nuclear

El ciclo del combustible nuclear lo podemos definir como aquel conjunto de procesos y operaciones que son necesarias para fabricar el combustible nuclear, su irradiación en las centrales nucleares y posteriormente proceder a su almacenamiento temporal, reprocesado o almacenamiento definitivo [11]. Podemos tener muchos tipos de ciclos según sea el tipo de combustible, el tipo de reactor en el que se utilizó, si se decide reprocesar y reutilizar, etc.

Pero pese a haber esta variedad de ciclos los podemos resumir en dos opciones de ciclo. La primera opción es lo que se conoce como *ciclo abierto*, suelen utilizarse los términos de “open cycle” o “one-thought strategy”, y se refiere a aquella opción donde el combustible no es reprocesado y se considera como un residuo tras su irradiación en el reactor. La segunda opción es el denominado *ciclo cerrado*, del inglés “closed cycle”, y se refiere a aquella opción en la que el combustible una vez se utiliza no se considera como un residuo sino que se puede reprocesar y reutilizar posteriormente.

Escoger una u otra alternativa de ciclo es un tema de política de cada país. Hay países que ya se han decantado por una u otra opción de ciclo y actúan en consecuencia a esa decisión. Sin embargo, hay otros países entre los que se encuentra España que han decidido posponer la decisión y esperar para ver cómo se desarrolla la tecnología hasta que una de las alternativas se vea que es claramente la más beneficiosa. Sin embargo posponer esta decisión puede implicar que no existe una política clara con respecto a la energía nuclear y esto puede derivar en problemas futuros relacionados con el mix energético del país en concreto como pueden ser problemas de suministro de energía eléctrica.

### Ciclo abierto

El ciclo abierto es aquel en el cual el material nuclear pasa únicamente una vez por el reactor nuclear. Tras su utilización el combustible es almacenado temporalmente en las piscinas de las propias centrales nucleares durante un tiempo. Posteriormente el material debe ser acondicionado para su almacenamiento definitivo en un repositorio construido para este propósito.

Hay varios países que se han decantado por esta opción, sin embargo, la construcción de los almacenes definitivos en muchos de estos países se sigue posponiendo. Más adelante, en el Apartado de *Almacenamiento de residuos*, se muestra como son este tipo de instalaciones y que países se han decantado por esta opción.

## Ciclo cerrado

En el ciclo cerrado tras un periodo en el cual se deja enfriar lo suficiente el combustible nuclear se procede a su reprocesado. La intención es obtener aquellos elementos que son reutilizables, estos elementos son el uranio y el plutonio. Por otro lado se obtienen aquellos productos que no son susceptibles de ser reutilizados como los productos de fisión y otros actínidos. El uranio y el plutonio son posteriormente utilizados nuevamente en reactores nucleares, una forma de utilizar este combustible es en forma de combustible MOX. En el Apartado de *Métodos de reprocesado nuclear* se analiza en detalle como es este proceso de separación de los distintos compuestos que forman el combustible nuclear una vez ha sido irradiado.

Otra forma todavía en fases de desarrollo de ciclo cerrado es la utilización de Reactores Rápidos. En este tipo de reactores se puede consumir el combustible gastado por otro tipo de reactores. En estos Reactores Rápidos tiene lugar lo que se denomina el proceso de transmutación. Esto se explica brevemente en el Apartado de Transmutación, no se entra en mucho detalle ya que no se analiza esta posibilidad en el estudio económico que se presenta más adelante para la gestión del combustible nuclear gastado generado en España.

## Partes del ciclo del combustible nuclear

El ciclo del combustible nuclear se puede dividir en dos partes. La primera parte del ciclo, *front-end*, va desde la extracción del uranio hasta que el combustible es introducido en el reactor nuclear. La segunda parte, *back-end*, comienza cuando se descarga del reactor el combustible nuclear y termina con el almacenamiento de los residuos finales. En el caso del ciclo abierto se consideran residuos la totalidad del combustible gastado frente al caso del ciclo cerrado donde sólo aquello que no es realmente aprovechable se considera como residuo final.

El ciclo del combustible nuclear se completa con la irradiación del combustible en los reactores de las centrales nucleares. Además hay una serie de actividades industriales que están relacionadas con las etapas principales y que son necesarias para el uso del combustible nuclear y por tanto pueden tener cierta relevancia, por ello que estas actividades industriales también son mencionadas. A continuación se muestran las etapas del ciclo del combustible nuclear.

Los procesos involucrados en la primera parte del ciclo son:

- *Extracción y tratamiento del uranio*: El uranio es el elemento utilizado en la casi totalidad de los reactores actuales. Este elemento se encuentra muy distribuido en la corteza terrestre pero sólo en aquellos lugares donde determinados acontecimientos geológicos han incrementado su concentración lo suficiente es rentable su extracción.

La concentración de uranio en los minerales suele ser muy baja y cuando es suficiente para ser extraída puede variar entre aproximadamente un 0,5 % o 400 ppm. Aunque recientemente se han encontrado yacimientos con concentraciones algo más elevadas.

La extracción del mineral se hace tanto con minas a cielo abierto como con minas subterráneas y con métodos químicos se extrae la mayor parte del uranio presente en el mineral. En otras ocasiones se utilizan otros métodos como por ejemplo pasar soluciones químicas a través del mineral para disolver el uranio directamente. Otras veces el uranio es obtenido como subproducto en la extracción de otros minerales.

- *Conversión:* Para poder utilizar el uranio en las siguientes etapas del ciclo del combustible nuclear tiene que ser transformado en otras formas que sean manejables. Para procesos de enriquecimiento se utiliza el hexafluoruro de uranio ( $UF_6$ ), en caso de combustible para reactores del tipo PHWR se convierte en óxido de uranio ( $UO_2$ ) o en metal de uranio para el caso de combustibles basados en aleaciones de metal de uranio.

Para la formación del hexafluoruro de uranio se requieren varias etapas y el proceso puede verse en la Figura 11. Debido a la introducción de uranio reprocesado en el proceso y el coste extra que supone se han desarrollado plantas de producción de  $UF_6$  exclusivamente para uranio reprocesado.

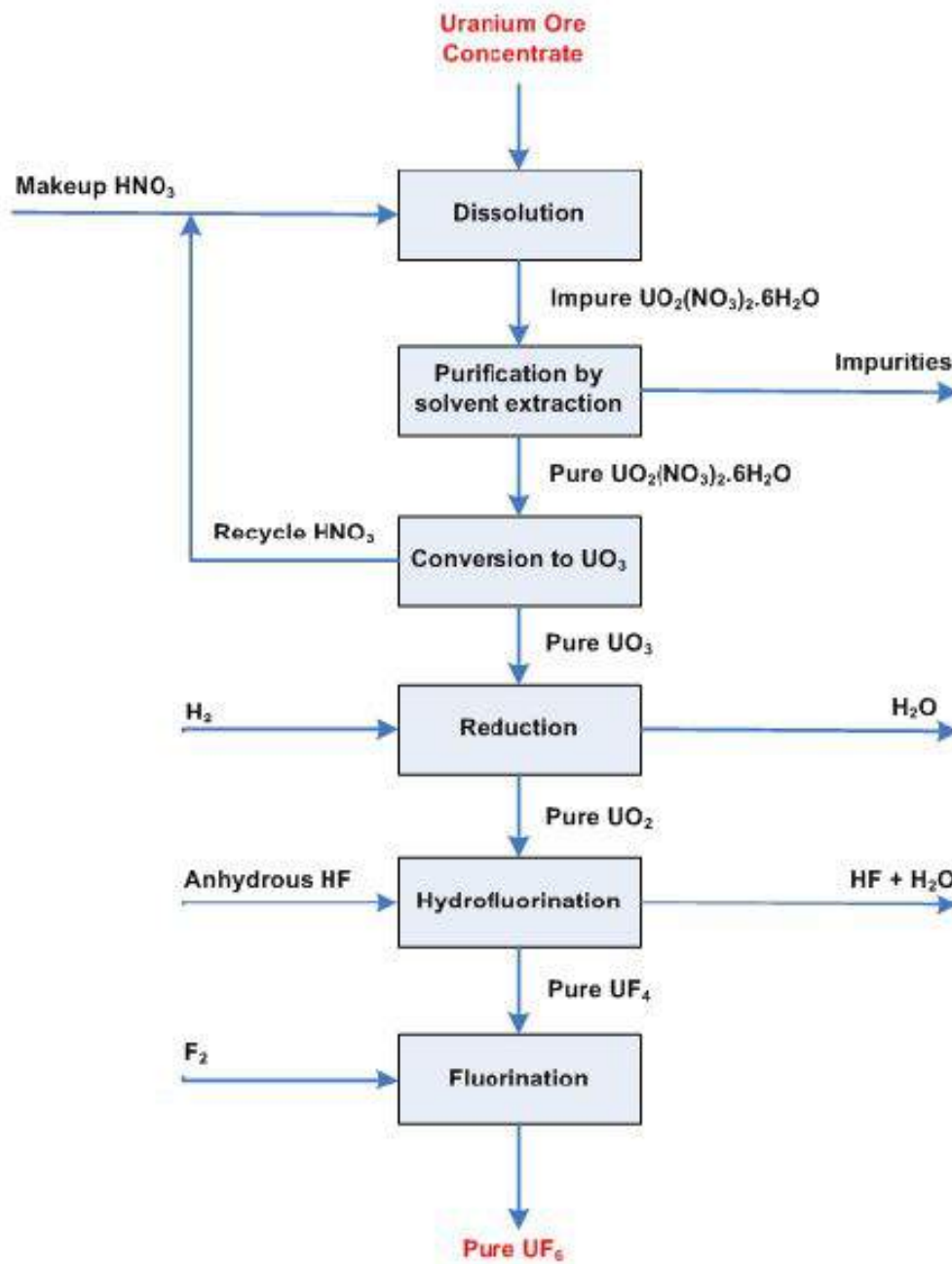
- *Enriquecimiento:* El uranio que se encuentra en la naturaleza se encuentra principalmente en la forma del isótopo  $^{238}U$ . Sin embargo este isótopo no es un isótopo fisible y por lo tanto útil<sup>4</sup> en los reactores nucleares. El isótopo fisible y que se usa para las reacciones en cadena es el isótopo  $^{235}U$  que en la naturaleza se encuentra sólo en una proporción de aproximadamente el 0,71 %.

Debido a que se encuentra en una proporción tan baja para su uso en reactores como PWR o BWR es necesario elevar el contenido de este isótopo hasta valores comprendidos entre el 3 y el 5 %, este proceso es lo que se denomina enriquecimiento. Las técnicas de enriquecimiento generalmente implican la separación en fase gaseosa de aquí la conversión previa a  $UF_6$  que es muy volátil. El uso de este compuesto tiene otra ventaja y es que el hexafluoruro sólo tiene un isótopo, por lo tanto las diferencias que se produzcan en la masa molecular se deberán enteramente a modificaciones en la masa de los átomos de uranio.

---

<sup>4</sup> No es útil en los reactores actualmente en funcionamiento pero una vez se desarrollen los reactores rápidos (FR) podrá ser utilizado.





**Figura 11.** Pasos del proceso convencional de refinado y conversión de  $UF_6$  [11]

- Fabricación del combustible:** El siguiente paso tras el enriquecimiento, en el caso de un combustible de uranio natural después de la conversión, es la fabricación del combustible para ser utilizado en el reactor. El hexafluoruro de uranio es convertido en polvo de dióxido de uranio puro que posteriormente es prensado y sinterizado a alta temperatura para producir un denso combustible cerámico.

Normalmente el elemento combustible final está formado de tubos metálicos, denominados *barras de combustible* que contienen las pastillas de óxido de uranio sostenidas en un esqueleto metálico normalmente hecho de aleaciones de zirconio.

*Irradiación en el reactor.* Una vez el combustible es trasladado a la central nuclear es situado en un almacén que contiene el suficiente combustible almacenado para evitar problemas de suministro. Del almacén es transportado al reactor y se introduce en su núcleo durante las paradas de carga y descarga de combustible. En el reactor está entre unos 3 y 5 años y durante este tiempo se producen las reacciones de fisión que producen energía y productos de fisión. Además se forman átomos de plutonio a partir de los átomos de uranio y una parte de estos átomos de plutonio son fisionados en el reactor.

Una vez transcurrido el tiempo establecido en el reactor se extrae de este y debido a la gran cantidad de calor que sigue generando se sitúa en las piscinas de las centrales nucleares. En estas piscinas el combustible pierde parte de su radiactividad y su temperatura lo que facilita su posterior gestión en la segunda parte del ciclo.

Los procesos involucrados en la segunda parte del ciclo son:

- *Almacenamiento provisional:* El almacenamiento provisional se da a partir del periodo mínimo de enfriamiento del combustible hasta que dicho combustible es reprocesado o acondicionado para su almacenamiento definitivo. Este almacenamiento provisional puede llevarse a cabo en las instalaciones de las centrales nucleares, en piscinas o almacenes en seco. O puede llevarse a cabo en otra instalación destinada para este fin.

En el caso de España el almacenamiento provisional se realiza en las propias piscinas de las centrales nucleares o en caso de que lleguen a su saturación en almacenes en seco como ocurrió en la C.N. de Trillo. Sin embargo, actualmente se ha decidido que por múltiples razones es más conveniente la construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC).

La construcción del ATC supone que el combustible pasará de ser almacenado en las centrales nucleares situadas en distintos lugares a ser almacenado en un único almacén. El diseño está basado en el ATC de Habog, Holanda. Y se almacenará el combustible gastado hasta que se decida que opción se toma para la gestión definitiva de este combustible.

En el caso de que se decida reprocesar el almacenamiento provisional suele estar incluido en los costes de reprocesado. Es por esto que las plantas de reprocesado suelen tener grandes almacenes de residuos nucleares

- *Transporte*: Tras el periodo de enfriamiento mínimo necesario se puede proceder al transporte del combustible nuclear gastado a una instalación de almacenamiento temporal o a una planta de reprocesado. Para el transporte el combustible gastado debe ser acondicionado, como se explica más adelante, en pesados contenedores blindados que han sido sometidos a unas exhaustivas pruebas de seguridad.

En España el transporte desde las CC.NN. hasta el ATC se tiene previsto hacerlo por carretera o por ferrocarril. Sin embargo, en otras partes del mundo se han realizado transportes de material nuclear por otros medios (aéreos, marítimos, etc.) y tras más de 30 millones de kilómetros de transportes de residuos de alta actividad en todo el mundo no se ha producido incidente radiológico alguno. Esto pone de manifiesto que el Reglamento de Transportes del Organismo Internacional de la Energía Atómica es un reglamento estricto que garantiza la seguridad del transporte.

- *Reprocesado*: El reprocesado implica disolver el combustible para poder extraer el uranio y el plutonio que son la parte aprovechable del combustible gastado. Por otro lado se obtienen los productos de fisión y otros actínidos que serán vitrificados para su almacenamiento definitivo. En el caso de los reactores P.W.R. el combustible gastado suele contener aproximadamente 1,15 % de plutonio, 94,3 % de uranio y 4,55 % de productos de desecho (porcentajes en peso).

El uranio reprocesado puede convertirse en dióxido de uranio para su almacenamiento o producción de nuevo combustible o convertirse en hexafluoruro de uranio para volver a enriquecerse para su reutilización. El nitrato de plutonio obtenido tras el reprocesado se convierte en dióxido de plutonio para ser almacenado o para utilizarse junto con una mezcla de óxidos para formar combustible MOX. En el apartado *Reprocesado nuclear* de este capítulo se entra más en detalle sobre el proceso de reprocesamiento.

- *Acondicionamiento*: Para actividades relacionadas con el transporte, el almacenamiento temporal y el almacenamiento definitivo del combustible gastado es necesario introducirlo en pesados contenedores blindados que han sido sometidos a unas exhaustivas pruebas de seguridad. Los contenedores utilizados en el almacén en seco de la Central Nuclear de Trillo los cuales están autorizados para el transporte son un buen ejemplo de este tipo de contenedores.

Estos contenedores [12] no superan las 118 toneladas (una vez cargados) con unas dimensiones de 5,02 metros de altura y 2,36 metros de diámetro y sus paredes están formadas de varias capas siguiendo la secuencia: acero, plomo, acero, blindaje neutrónico.

Estos contenedores son capaces de soportar caídas desde 9 metros, fuego a 800°C, inmersiones hasta 200 metros, vuelcos, vientos huracanados, terremotos, etc.

- *Almacenamiento definitivo de los residuos*: En ambas opciones, ciclo abierto o ciclo cerrado, hay que proceder a almacenar una serie de residuos en un repositorio para que a lo largo del tiempo reduzcan su radiactividad. En el caso del reprocesado estos residuos son los productos de fisión y otros actínidos que tras el reprocesado han sido vitrificados. En la opción de almacenamiento definitivo la totalidad del combustible gastado se considera como residuo.

El almacenamiento de estos residuos se realiza en un Almacén Geológico Profundo (AGP). En el apartado Almacenamiento de residuos de este capítulo se entra en detalle sobre el funcionamiento de este tipo de instalación y sobre los países que han comenzado con la construcción de un AGP.

Existen otra serie de actividades industriales [11] relacionadas con las anteriores y que son necesarias para que se pueda utilizar el combustible. Por tanto de alguna manera están relacionadas con el ciclo del combustible nuclear, las principales actividades de este tipo son nombradas y brevemente descritas a continuación:

- *Producción de agua pesada*: El agua pesada es necesaria en cierto tipo de reactores que necesitan un moderador mejor que el agua ligera. Gracias a este moderador podrán ser transformados más neutrones rápidos en neutrones térmicos lo que favorece la reacción en cadena del combustible.
- *Producción de aleaciones de circonio*: La mayor parte de combustibles nucleares son producidos en pastillas que se colocan en un esqueleto generalmente de circonio debido a sus buenas propiedades.
- *Producción de aceros inoxidables*: También como parte del elemento combustible se utilizan tubos de acero inoxidable. Además se utiliza también en los contenedores para acondicionar el combustible gastado para su transporte o almacenamiento.
- *Gestión de residuos*: Actividades referentes a la gestión de residuos están muy relacionadas con el combustible nuclear. En muchas de las fases se generan residuos que han de ser tratados. Un ejemplo es El Cabril, un almacén de residuos de baja y media actividad de España.

## 2.3. Reprocesado nuclear

Una característica de la energía nuclear es que el combustible utilizado sigue teniendo un alto contenido energético y por tanto puede ser reprocesado para recuperar aquellos materiales físi les para su uso en futuras plantas nucleares, en la Tabla 6 puede apreciarse la composición del combustible nuclear una vez extraído del reactor. Políticas de reprocesamiento del combustible nuclear se llevan a cabo en varios países Europeos, Rusia y Japón [13].

**Tabla 6.** Composición aproximada del combustible gastado en reactores de agua ligera, LWR. (Tasa quemado 50.000 MWD/MTHM)

Combustible gastado en LWR		Isótopos del uranio	
Uranio	95,6 %	U-238	98,5 %
Productos de fisión estables	2,9 %	U-235	0,5 % - 1 %
Plutonio	0,9 %	U-236	0,5 %
Cesio y Estroncio (p.f.)	0,3 %	U-234	0,02 %
Iodo y Tecnecio (p.f)	0,1 %	U-237	0,001 %
Otros p.f. de larga vida	0,1 %	U-232	<0,001 %
Actinidos menores (Am, Np, Cm)	0,1 %	U-233	<0,001 %

Los principales motivos para el desarrollo del reprocesado han sido la obtención de uranio y plutonio para su uso posterior así como ayuda a reducir el volumen de residuos de alta actividad. Se reduce hasta una quinta parte del volumen y además el nivel de radiactividad tras el reprocesado es mucho menor y al cabo de 100 años decae mucho más rápido que el combustible gastado sin tratar.

Sin embargo, en la última década ha crecido el interés por recuperar los actínidos de vida larga juntos (incluyendo con el plutonio). Esto es debido a que se podrán utilizar en los reactores rápidos donde serán transformados en productos de fisión de vida corta. Esto lleva asociado dos aspectos muy importantes que son por un lado la reducción de radiactividad en los residuos de alta radiactividad y por otro reduce el riesgo de que el plutonio sea utilizado con otros fines distintos a los civiles. La capacidad mundial actual de reprocesado se muestra en la Tabla 7.

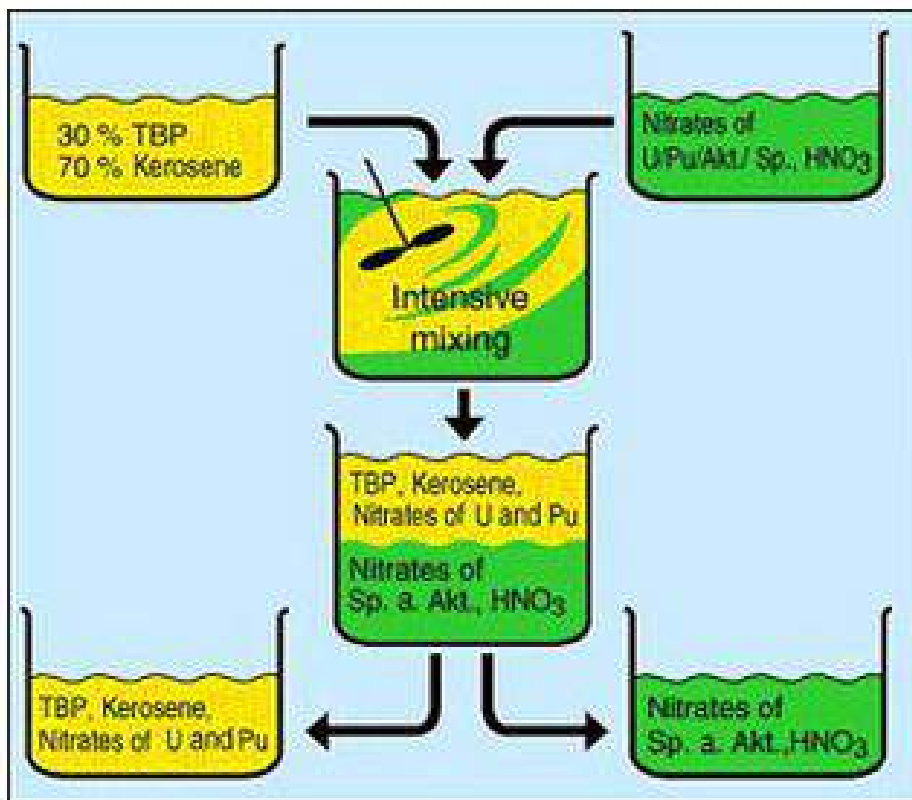
Actualmente todas las plantas comerciales de reprocesado utilizan el proceso hidrometalúrgico PUREX <sup>5</sup> que es un método probado y bien conocido. Mediante la extracción por pasos gracias al uso de solventes se separa el uranio y el plutonio. Posteriormente el Pu y el U vuelven a la primera parte del ciclo del combustible nuclear.

<sup>5</sup>PUREX - Plutonium and Uranium Recovery by EXtraction.

**Tabla 7.** Capacidad mundial de reprocesado, Toneladas por año. [13]

<b>Combustible de LWR</b>	Francia, La Hague	1700
	Reino Unido, Sellafield (THORP)	900
	Rusia, Ozersk (Mayak)	400
	Japón (Rokkasho)	800
	Total LWR	3800
<b>Otros tipos de combustibles</b>	Reino Unido, Sellafield (Magnox)	1500
	India (PHWR, 4 plantas)	330
	Total otros	1830
<b>Capacidad total</b>		<b>5630</b>

El proceso PUREX de una manera simplificada se muestra en la Figura 12 . Comienza con la disolución del combustible nuclear gastado en una mezcla acuosa de ácido nítrico. Mediante una mezcla intensa con un solvente orgánico, se utiliza una mezcla de 30 % tributyl phosphate (TBP) y 70 % queroseno, el uranio y el plutonio pasan a una forma orgánica. Durante la mezcla los productos de fisión permanecen en la fase acuosa. Posteriormente se produce la separación entre el uranio y el plutonio.



**Figura 12.** Proceso PUREX [14]

A partir del proceso PUREX se han desarrollado otros procesos entre los que cabe destacar el COEX, el DIAMEX-SANEX y el GANEX. Estos procesos parten de la experiencia que se tiene del proceso PUREX para recuperar los elementos que son aprovechables del combustible pero tienen ciertas diferencias dependiendo de cuáles son las consideraciones que se buscan.

El proceso COEX<sup>6</sup> consiste en extraer el uranio y el plutonio (y generalmente también neptunio) al mismo tiempo a la vez hay una corriente que extrae uranio puro. Con esto se evita que el plutonio se extraiga sólo disminuyendo los riesgos de que pueda ser utilizado con otros usos que no sean civiles.

El proceso DIAMEX<sup>7</sup>-SANEX<sup>8</sup> es un proceso selectivo de separación de aquellos radionucleídos de vida larga (principalmente Am y Cm) de aquellos de vida corta. Este proceso se puede complementar con el COEX de tal manera que el uranio y el plutonio junto con actínidos menores puedan ser reciclados en reactores rápidos.

El proceso GANEX<sup>9</sup> es un proceso similar al COEX ya que se extraen el plutonio y parte del uranio al mismo tiempo pero en este caso se extraen a la vez actínidos menores y algunos lantánidos. El uranio, el plutonio y los actínidos menores son usados como combustible para reactores rápidos mientras que los lantánidos son almacenados como residuos.

A parte de los métodos mencionados también están en desarrollo los procesos denominados *Pyroprocesos* basados en métodos de electrólisis y de alta temperatura para producir la separación entre los materiales que son aprovechables y aquellos que han de ser tratados como residuos. Este tipo de procesos están siendo investigados en EE.UU. principalmente.

Métodos cada vez más eficientes de separación son necesarios para poder reducir cada vez más el volumen de residuos de larga duración que son almacenados. Y también para producir elementos de alta pureza que sirvan como combustible en los reactores rápidos. Si los productos que se introducen en un reactor rápido no son de gran pureza la transmutación puede generar más transuránicos debido a la captura de neutrones. Todos estos factores ayudan al desarrollo de las técnicas de reprocesado y con ello al desarrollo de la industria del reprocesado del combustible nuclear.

---

<sup>6</sup>COEX - CoExtraction

<sup>7</sup>DIAMEX - DIAMide EXtraction

<sup>8</sup>SANEX - Selective ActiNide Extraction

<sup>9</sup>GANEX - Grouped ActiNides EXtraction

## 2.4. Almacenamiento geológico profundo de residuos

Se denomina AGP a un almacén de residuos radiactivos de alta actividad a cierta profundidad en el interior de formaciones geológicas [15]. La necesidad de un AGP no surge únicamente de una política nuclear de ciclo abierto, donde se almacenaría el todo combustible gastado, sino que la opción de ciclo cerrado requiere también de un AGP, aunque de dimensiones menores. Incluso con la transmutación en reactores rápidos también existe la necesidad de un AGP aunque esta opción ayuda aún más a reducir el volumen de residuos de alta actividad a los que hay que dar una solución final.

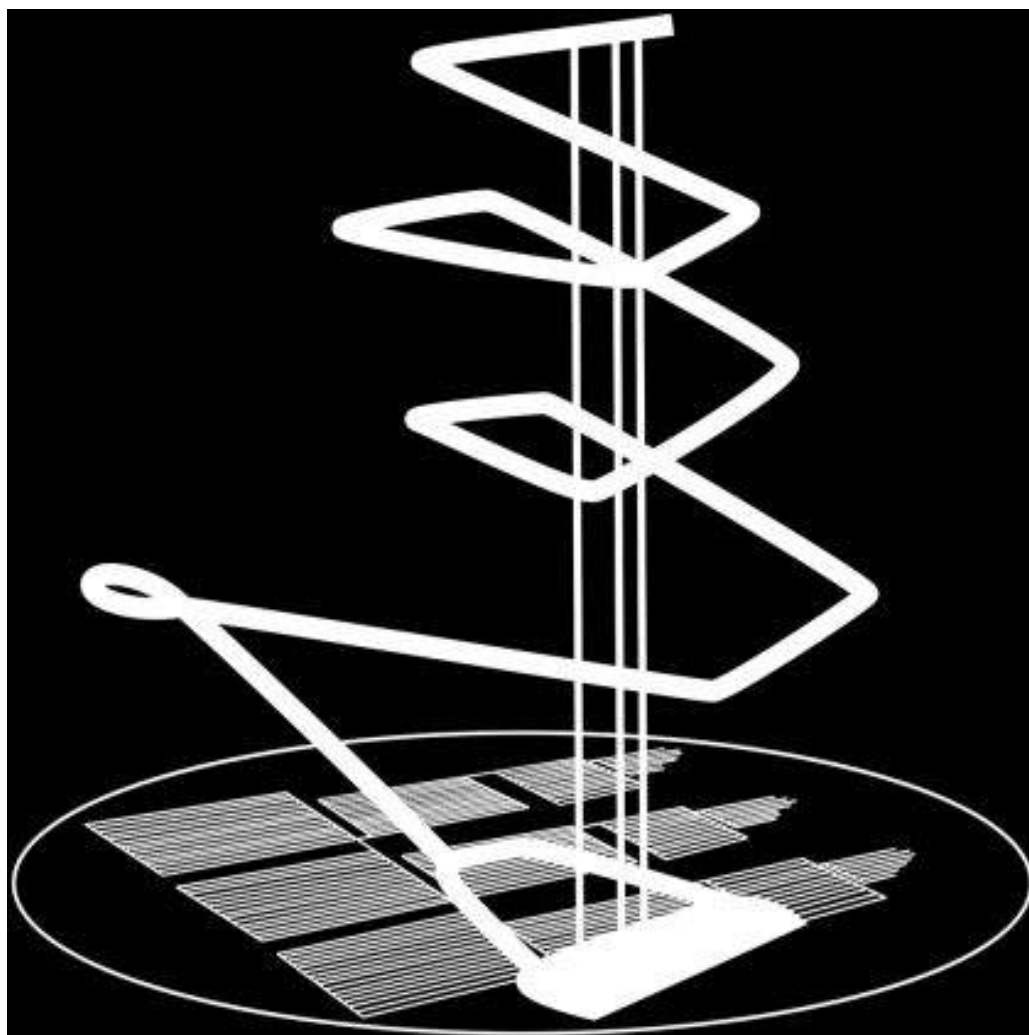
El estudio y la investigación para el desarrollo tecnológico necesario para la opción de almacenes geológicos llevan varias décadas en proceso y es por esto que se tiene un gran conocimiento que avala esta opción. Sin embargo, aún existen ciertos aspectos que deben ser desarrollados más en profundidad. Varios países entre ellos España no se han decantado por una opción de ciclo y por tanto los residuos son temporalmente almacenados hasta una solución definitiva. Esta opción lleva asociado que se da más tiempo para el desarrollo de la tecnología mientras el combustible gastado se almacena bien en las piscinas de las centrales nucleares o en almacenes temporales centralizados (ATC) como el que se ha aprobado su construcción en España.

Con respecto a la construcción de un AGP se puede considerar a Estados Unidos como el país más avanzado pues ya tiene una instalación de almacenamiento geológico profundo, denominada Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) ubicada en el estado de Nuevo Méjico. Esta instalación está diseñada para almacenar residuos radiactivos de alta actividad y vida larga procedentes del programa militar americano. Para el almacenamiento de residuos de alta actividad y vida larga de origen civil está en proceso de licenciamiento la instalación de Yucca Mountain, en el Estado de Nevada pero se ha ido posponiendo a lo largo del tiempo debido a que las estimaciones de costes cada vez son más elevadas.

El soporte público es fundamental en decisiones de este tipo. Un ejemplo claro ocurrió en Canadá donde en 1994 se remitió un Estudio sobre el concepto de repositorio y su impacto ambiental. En 1998 se consideró por diversas instituciones públicas y científicas que era un proyecto técnicamente viable, seguro y cumplía los requisitos reguladores pero no existía soporte público para llevarse a cabo en ese momento.

En Europa el programa más avanzado para la construcción de un AGP es el caso de Finlandia. En el año 2001 se aprobó en el parlamento el programa de almacenamiento geológico profundo en Olkiluoto y denominado Onkalo, término que significa “cueva” o “caverna”. Una representación artística puede observarse en la Figura 13.

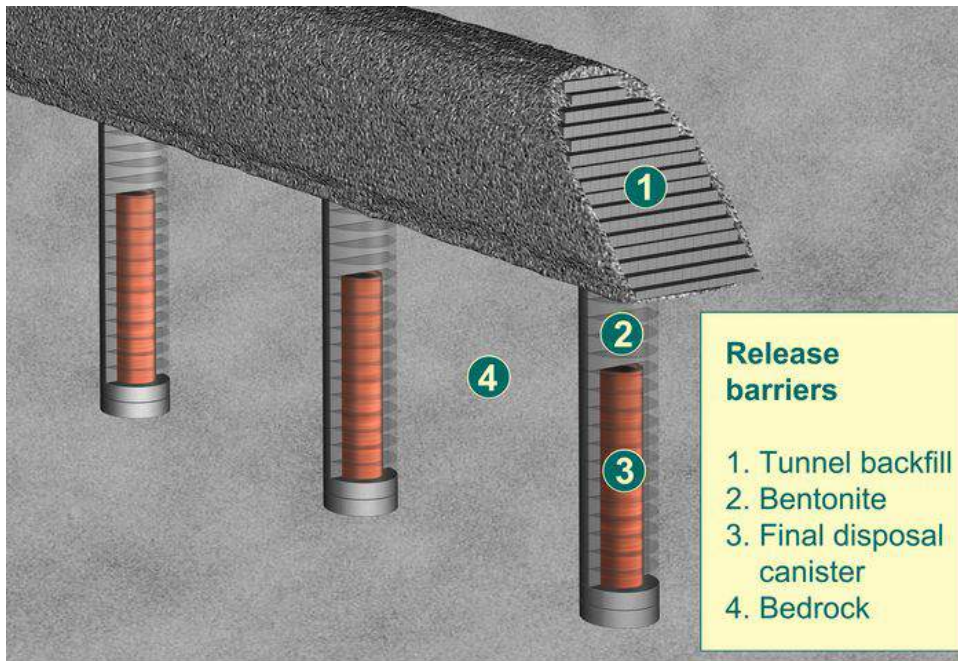




**Figura 13.** Representación artística del AGP de Finlandia. [16]

Este AGP todavía en construcción estará a una profundidad de unos 500 metros y se accederá a él por una pista en espiral de aproximadamente unos 5 km de largo. Esta construcción está pensada para una duración de 100.000 años [17] y para ello está basada en un sistema de múltiples barreras que incluyen la propia capa de rocas, los contenedores de varias capas con un espesor de 5 cm y un sellado de arcilla de bentonita. Este proyecto tiene un coste estimado en 3 billones de euros y se espera que en 2020 pueda entrar en funcionamiento.

A la hora de aislar los elementos radiactivos en un AGP existen unas barreras artificiales y una barrera geológica. Las barreras artificiales se pueden resumir en tres: la forma química del residuo, las capsulas metálicas donde es almacenado y los materiales de relleno y sellado de las instalaciones. En la Figura 14 puede observarse un ejemplo de cómo quedaría sellado el combustible en un AGP.



**Figura 14.** Sistema de barreras. AGP de Finlandia [18]

La forma química del residuo, ya sea como elemento combustible procedente del ciclo abierto o en forma vitrificada del ciclo cerrado, debe resistir la corrosión y ser insoluble en las condiciones esperadas en un AGP. La siguiente barrera son las capsulas metálicas. Deben ser resistentes a la corrosión y proteger mecánicamente los elementos radiactivos de su interior. Se utilizan distintos elementos como el cobre, titanio o aceros dados sus propiedades mecánicas y frente a la corrosión. El sellado de la instalación suele considerarse mediante arcilla compactada ya que soporta tensiones mecánicas de la barrera geológica, lo que protege los contenedores, y minimiza el acceso de agua por sellado. Además disipa adecuadamente el calor de los residuos y el gas generado por la posible corrosión de los contenedores.

Por su parte la barrera geológica está constituida por aquellas rocas que rodean al almacén donde se encuentran los elementos radiactivos. Esta barrera tiene una gran importancia ya que es la barrera final que debe impedir que los elementos radiactivos alcancen la biosfera. Una de las funciones más importantes que se puede destacar es la protección a largo plazo de las barreras físicas, químicas y mecánicas para asegurar inmovilización de los radionucleidos.

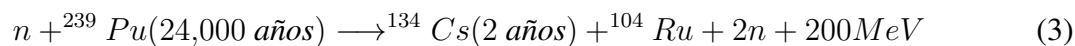
El medio geológico debe cumplir una serie de condiciones para ser apto para albergar un AGP. Las principales condiciones que ha de cumplir son una estabilidad estructural y sísmica, una homogeneidad litológica junto con una baja permeabilidad y gradiente hidráulico.

## 2.5. Transmutación

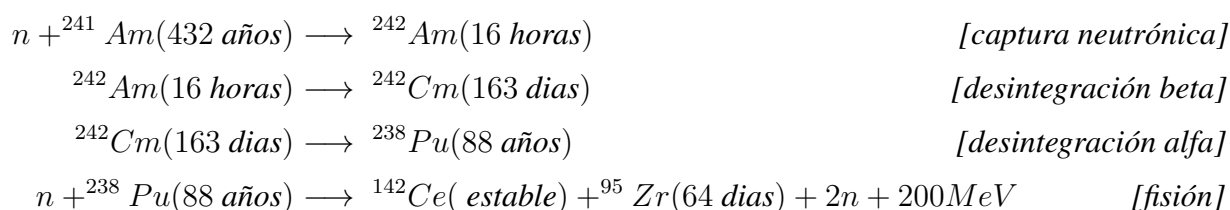
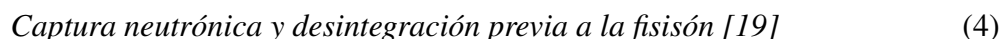
En el escenario actual muchos de los países con programas nucleares para la producción de electricidad están buscando diferentes combinaciones técnicas para reducir la cantidad y radiactividad de los residuos nucleares. Una de estas formas para tratar el problema de los residuos consiste en separar los distintos componentes de los residuos y transmutar una parte de estos como parte de un nuevo combustible nuclear. De esta manera se transformaría un problema medioambiental en una fuente de energía.

Con una tecnología adecuada se pueden reutilizar estos residuos para la producción de energía durante su transmutación en isótopos más fáciles de gestionar. Esto implica inducir reacciones nucleares y transformar un tipo de elemento en otro que tenga una vida más corta y que por consiguiente facilite su gestión.

Un ejemplo de transmutación por fisión puede observarse en la Ecuación 3 donde un átomo de plutonio, isótopo  $^{239}\text{Pu}$ , que tiene una vida media de 24.000 años es transformado en un átomo de cesio, isótopo  $^{134}\text{Cs}$ , con una vida de 2 años y un átomo de rutenio, isótopo  $^{104}\text{Ru}$ , que es estable.

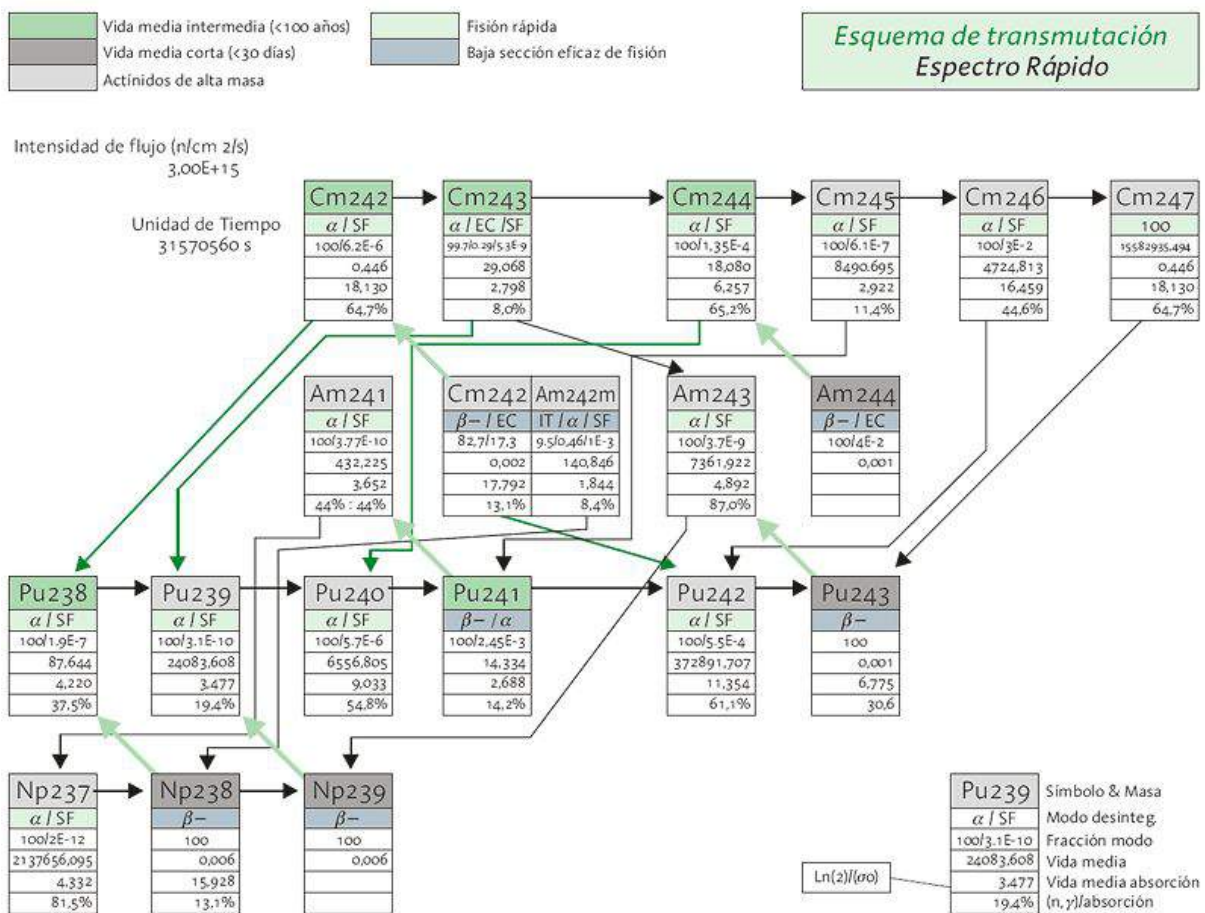


En otras ocasiones no se produce la reacción fisión nuclear directamente. Es decir, hay veces en que son necesarias varias reacciones de captura neutrónica y desintegración radiactiva antes de que se produzca la reacción de fisión. Un ejemplo de este caso se muestra en la Ecuación 4 donde se observa una captura neutrónica y dos desintegraciones radiactivas para que posteriormente se produzca la fisión.



Los actínidos presentes en el combustible gastado producto de la absorción neutrónica del uranio (elementos como Pu, Np, Am, Cm, etc.) son el grupo de residuos que genera mayores complicaciones a la hora de gestionarlos. Estos materiales son altamente radiactivos lo cuál puede suscitar el interés proliferante, generan importantes dosis de calor por radiación y se mantienen activos largos periodos de tiempo. Es por esto que las actividades de investigación intentan el desarrollo de tecnología que ayude a la eliminación de este tipo de residuos.

Bajo la irradiación neutrónica se pueden tener una serie de reacciones nucleares, que tienen distintas probabilidades dependiendo de la intensidad y del espectro energético del flujo de neutrones, hasta llegar al final de una cadena donde se produce la reacción de fisión. Debe existir una reacción final de fisión para que se pueda considerar completa la transmutación. Esto da lugar a un conjunto de posibles caminos como se muestra en la Figura 15.



**Figura 15.** Reacciones nucleares en un transmutador de actínidos [19]

El proceso de transmutación es por lo tanto un proceso que ayuda a la gestión del combustible gastado ya que reduce el tiempo durante el cual los residuos radiactivos emiten radiación al tiempo que se puede aprovechar para producir energía. Sin embargo, todavía hay una serie de inconvenientes antes de su utilización. Se necesita un desarrollo mayor de la tecnología para llevar a cabo este tipo de procesos y que sea a un coste económicamente rentable. Además para que el proceso ocurra de manera correcta los elementos introducidos deben tener una gran pureza y es por esto que los procesos de reprocesado deben ser muy eficaces para no perjudicar los efectos positivos logrados por la transmutación.



# Capítulo 3

## Análisis de estudios previos

EN este capítulo se analizan estudios previos que se han realizado para evaluar el coste de la gestión del combustible nuclear gastado. Se analizarán los datos unitarios más relevantes para ver donde radican las principales diferencias entre los distintos estudios así como las conclusiones de estos estudios a la hora de valorar las alternativas de ciclo abierto y a ciclo cerrado. Por el interés que tiene para este estudio se analizarán más en detalle aquellos estudios de carácter europeo. Sin embargo también se muestran estudios de otras regiones del mundo, en concreto de EE.UU.

A continuación se muestran los estudios que han sido analizados más en detalle en este proyecto y aunque no son los únicos si son aquellos que se han considerado más importantes para poder extraer los datos necesarios y conceptos importantes para poder desarrollar el modelo económico que se presenta más adelante. Estos estudios que se detallan son:

- *The Economics of the Nuclear Fuel Cycle, OCDE NEA, 1994*
- *Advanced Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste Management, OCDE NEA, 2006*
- *An Economic Analysis of Select Fuel Cycle Using the Steady-State Analysis Model for Advanced Fuel Cycles Schemes (SMAFS), EPRI, 2010*
- *The Future of Nuclear Power, MIT, 2003*
- *Economic Assessment of Used Nuclear Fuel Management in the United States, BCG, 2006*

Tras el análisis de los estudios mencionados se analizan aquellas partes del ciclo del combustible nuclear que se consideran más importantes. Estas partes del ciclo del combustible que se analizan son el coste del reprocesado y el coste del uranio. El coste del AGP sería el otro coste fundamental a añadir junto con los dos anteriores pero debido a que en este proyecto se utiliza un estudio para el caso concreto de España no se hace un análisis en profundidad de comparación entre los estudios.

### 3.1. The Economics of the Nuclear Fuel Cycle, OCDE NEA, 1994

Este estudio de la OCDE fue publicado en 1994 y lo que se pretendía con este estudio era actualizar uno anterior publicado en 1985. Es decir, se vio la necesidad de actualizar un estudio sobre el coste del ciclo nuclear en menos de una década debido a que los avances producidos en diferentes áreas relacionadas con el ciclo del combustible nuclear modificaban de manera importante los resultados del estudio anterior. Una drástica reducción de cerca del 40 %, en términos reales del coste del ciclo del combustible, se muestra en el estudio de 1994 con respecto al de 1985.

Esta reducción tan importante en el coste del ciclo del combustible nuclear se explica por varios motivos entre los que destacan la reducción de los costes de la segunda parte del ciclo o la mejora en el funcionamiento de los reactores así como un mejor rendimiento de los combustibles nucleares. También mejoras en ciertos procesos como el de enriquecimiento ayudan a esta reducción.

En cuanto a la comparación de las alternativas de ciclo abierto y ciclo cerrado este estudio muestra una pequeña diferencia de coste cercana al 10 % y favorable a la opción de ciclo abierto. Pero en el propio estudio se explica que debido a las incertidumbres en cuanto a costes futuros de varias de las etapas del ciclo del combustible puede considerarse que esta diferencia es insignificante y por tanto a la hora de tomar una decisión sobre que alternativa llevar a cabo la decisión no puede basarse de manera exclusiva en razones económicas. El detallado análisis de sensibilidad que se presenta en este estudio muestra como la posible fluctuación de los costes unitarios de las distintas etapas del ciclo pueden hacer que el coste de una u otra alternativa se vean modificados sustancialmente.

En este estudio también se menciona como el coste del combustible representa sólo un 15 o 25 % del coste total para la producción de energía en el caso de obtención de energía eléctrica a partir de nuclear. Esto tiene una gran ventaja con respecto a la obtención de energía eléctrica a partir de la energía en los combustibles fósiles donde el coste del combustible oscila entre un 40 o 60 % para el caso de obtención de energía a partir del carbón o un 70 u 80 % para el caso del gas. Esto hace que la energía eléctrica a partir de nuclear sea menos sensible a la alta volatilidad de los precios de los combustibles. Con esto se consigue dar una mayor estabilidad a los precios de la energía eléctrica.



Los costes que se muestran a lo largo del este estudio así como los resultados son referentes a un reactor del tipo PWR, en concreto el diseño N4 Francés con una potencia de 1390 MWe, aunque tal y como se menciona en el propio estudio los resultados obtenidos serian similares en el caso de reactores del tipo BWR de una potencia similar. Los reactores activos en España tienen una potencia algo inferior, sin embargo, los costes utilizados para las distintas etapas del ciclo del combustible se consideran válidos como referencia para este proyecto.

En este estudio se utiliza el método denominado *levelised fuel cycle cost* para establecer el coste final. Este método se extrapola para este proyecto adaptándolo a las particularidades y los supuestos que se presentan en el Capítulo 4. Además se lleva a cabo un análisis de sensibilidad lo cual resulta fundamental en este tipo de estudios ya que es difícil establecer un valor de coste concreto para cada una de las alternativas y por tanto mediante este tipo de análisis se puede observar aquellos factores que dada su posible variabilidad afecten al resultado final y por tanto como resultado no se obtiene un valor concreto para cada una de las alternativas sino un rango de valores.

En este estudio de la OCDE los datos del coste final se presentan por KWh producido. En este estudio de 1994 se han obteniendo unos resultados tras el análisis de sensibilidad de entre 5,17 y 7,06 mills/KWh en \$ de 1991 para la opción de ciclo cerrado y un coste entre 4,28 y 6,30 mills/KWh en \$ de 1991 para la opción de ciclo abierto.

En este proyecto no se muestran datos por KWh producido ya que no se analiza el coste total sino que este proyecto está enfocado a la gestión del combustible gastado producido y por tanto se centra en la segunda parte del ciclo y los resultados se muestran por Kg de metal pesado extraído del reactor.

Una de las principales conclusiones que se muestran en el estudio de la OCDE es la tendencia a la baja de los costes relacionados con el ciclo de vida del combustible nuclear. La comparación entre el estudio de 1994 y el de 1985 no da lugar a duda respecto a esta reducción que como se ha mencionado previamente es de alrededor de un 40 %.

La otra conclusión importante que se extrae de este estudio es que la diferencia en costes totales entre el ciclo abierto y el ciclo cerrado no es muy relevante a la hora de tomar la decisión sobre que alternativa llevar a cabo. Hay consideraciones que deben ser más importantes a la hora de tomar esta decisión entre las que se destacan las estrategias energéticas de cada país, el impacto medioambiental de las opciones, el balance de los pagos de los costes, etc. Este tipo de consideraciones serán según este estudio las que marquen las decisiones de los países sobre qué tipo de alternativa llevar a cabo y no la pequeña diferencia de costes.

## 3.2. Advanced Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste Management, OCDE NEA, 2006

Este estudio fue llevado a cabo gracias a la participación de dos organizaciones internacionales que son la IAEA y la Comisión Europea en coordinación con 12 países. Uno de los objetivos principales de este estudio era analizar los ciclos avanzados del combustible nuclear desde la perspectiva de la capacidad necesaria en un AGP de los residuos finales según cada tipo de ciclo. Para ello se basaron en una gran cantidad de estudios y publicaciones previas sobre la transmutación.

Otro de los objetivos prioritarios del estudio era identificar nuevas maneras de proceder a la gestión de los residuos. Se pretendía identificar también nuevas mejoras en los procesos de almacenamiento del combustible gastado así como de los residuos procedentes de los distintos tipos de reprocesado. En definitiva se pretendía llevar a cabo en un estudio en profundidad sobre como los distintos ciclos avanzados podían reducir el impacto del almacenamiento final de los residuos.

Para llevar el estudio a cabo se plantearon 13 esquemas de ciclo distintos unos llevados a cabo actualmente y otros más innovadores que aún no está demostrada su viabilidad. Estos 13 esquemas de ciclos fueron agrupados en tres categorías. La primera de estas categorías está relacionada con la tecnología industrial actual. Se engloban dentro de esta primera categoría tanto el ciclo abierto como el reciclado una única vez del plutonio también se incluye el ciclo DUPIC<sup>10</sup> entre otros.

La segunda categoría denominada ciclo parcialmente cerrado engloba el reciclado múltiple de plutonio, el reciclado múltiple de plutonio y americio entre otros esquemas planteados. La tercera categoría se denomina ciclo totalmente cerrado. En esta categoría se incluyen ciclos como el reciclado de todos los actínidos en reactores rápidos así como los reactores rápidos refrigerados por gas o sodio entre otros.

Para este proyecto muchos de estos ciclos de combustible nuclear se salen fuera de los objetivos marcados, sin embargo es interesante el modelo que desarrollan para llevar a cabo su estudio, el SMAFS. Tal es así que otros estudios de gran relevancia como el realizado por el EPRI y publicado en 2010 está realizado utilizando este modelo.

---

<sup>10</sup>DUPIC - Direct use of spent PWR fuel in Candu reactors

Las conclusiones de este estudio son muy positivas y alientan al estudio y desarrollo de estos ciclos avanzados. Porque hay que tener en cuenta que todavía hay que desarrollar parte de la tecnología necesaria para llevar a cabo ciertos ciclos planteados en este estudio. Una de las principales conclusiones que se extraen es que la diferencia de costes entre cualquiera de los tipos de ciclos planteados son inferiores a un 20 % luego cualquiera de los ciclos planteados podrían aplicarse sin poner en juego la competitividad económica de la energía nuclear.

Teniendo en cuenta aspectos ambientales los beneficios son muy grandes ya que algunos de los ciclos que se plantean en este estudio podrían llegar a reducir el volumen total de residuos generados por un factor de 20. Además, de llevarse a cabo los ciclos más avanzados los requerimientos de uranio se verían reducidos por un factor de hasta 50.

### 3.3. An Economic Analysis of Select Fuel Cycle Using the Steady-State Analysis Model for Advanced Fuel Cycles Schemes (SMAFS), EPRI, 2010

Este estudio llevado a cabo por el EPRI <sup>11</sup> trata de evaluar el coste de ciclos alternativos a la opción del almacenamiento definitivo o ciclo abierto que se lleva a cabo en Estados Unidos. Para llevar a cabo esta comparación se utiliza un modelo SMAFS desarrollado por la NEA en 2006.

Para la comparación que se lleva a cabo en este estudio se analizan tres tipos de ciclos. El primero que se utiliza como escenario de referencia es el ciclo abierto que tiene lugar en Estados Unidos. El segundo de los ciclos que se analiza es el ciclo cerrado, reciclando el plutonio para formar combustible MOX, este tipo de ciclo se basa en casos de países europeos y asiáticos. El tercer ciclo que se considera es el que se denomina un ciclo avanzado, en el cual se utilizan las últimas tecnologías para separar los distintos componentes de combustible gastado y se utilizan reactores avanzados.

Como se ha mencionado se parte del uso del modelo SMAFS y a partir de este se utilizan datos de costes unitarios actualizados. Posteriormente se lleva a cabo un análisis de sensibilidad variando los datos unitarios de entrada para poder identificar aquellos componentes de cada uno de los ciclos que tienen una mayor influencia en el coste total. También para observar como la variación del coste de ciertos componentes hacen que una u otra alternativa se va beneficiada.

En el caso del ciclo abierto, es decir almacenamiento definitivo, este estudio obtiene unos costes de 53.33 mills/KWh <sup>12</sup>. Para el caso de reutilizar el plutonio en forma de combustible MOX el coste es de 54.06 mills/KWh. Por su parte el denominado ciclo avanzado tiene unos costes estimados de 55.70 mills/KWh.

Por lo tanto resultados que se obtienen de este estudio muestran que no hay grandes diferencias entre los tres ciclos analizados aunque hay que tener en cuenta que para los dos primeros ciclos la tecnología necesaria ya existe, para la tercera está en desarrollo.

La perspectiva de futuro que se muestra en este estudio del EPRI es que a largo se puede llegar a tener un ciclo del combustible totalmente cerrado a un precio que sea competitivo con la opción de ciclo abierto. Para ello será necesario un desarrollo suficiente de la tecnología del reprocesado y de los reactores rápidos.

---

<sup>11</sup>Electric Power Research Institute

<sup>12</sup>mills/KWh, unidad de coste igual a 1/1000 \$ por KWh

### 3.4. The Future of Nuclear Power, MIT, 2003

Este estudio realizado por el MIT trata sobre los problemas a los que se enfrenta la energía nuclear para poder ser una alternativa estable de futuro para la producción de energía eléctrica. Una de sus grandes ventajas es que no produce CO<sub>2</sub>, sin embargo se señalan muchos aspectos que se deben afrontar para asegurar el éxito de la energía nuclear entre los que se destacan la mejora de la seguridad, mejor gestión de los residuos, reducción del riesgo de la proliferación y una mayor competitividad económica.

Una característica de este estudio con respecto a otros analizados es que este no se limita a llevar a cabo un análisis económico de manera exclusiva para que posteriormente sea analizado y sirva como referencia para tomar una decisión. Sino que también entra en detalles de proliferación, seguridad, actitud pública, etc. Y a partir de estos análisis hace recomendaciones a todos los niveles. No sólo del tipo de ciclo que según el estudio se considera más apropiado sino también en temas más relacionados con la política así como la opinión pública. Por lo tanto se aprecia un enfoque ligeramente distinto, con recomendaciones en lugar hechos exclusivamente con respecto a los otros estudios que se muestran en este capítulo.

En este estudio se considera un factor muy importante el ciclo del combustible nuclear que se escoja para una mayor expansión de la energía nuclear. Es debido a esta importancia de escoger el ciclo correcto que se lleva a cabo un detallado estudio sobre tres tipos de ciclo de combustible nuclear y los costes asociados a cada uno de estos ciclos.

Los tres ciclos que se evalúan son el ciclo abierto o almacenamiento definitivo, el ciclo cerrado o reprocesado y el ciclo cerrado mediante el uso de reactores rápidos. Una de las principales ventajas que se menciona sobre los ciclos “cerrados” es que alargan el tiempo para el cual habrá suministro de uranio. Y por ello una hipótesis que resulta fundamental en este estudio es que se considera que existen grandes cantidades de uranio y por lo tanto no es este el problema principal a afrontar por la energía nuclear en el próximo medio siglo.

Una de las principales conclusiones de este estudio es que la opción de ciclo abierto tiene ventajas de costes, proliferación y seguridad del ciclo del combustible. Esta opción tiene desventajas respecto a los otros tipos de ciclo según este estudio únicamente en cuanto al almacenamiento a largo plazo de los residuos. Consideran que a corto plazo no es realista considerar un ciclo de combustible nuclear que pueda abordar de manera eficaz los problemas de coste, seguridad, residuos y proliferación.

Luego este análisis del MIT del 2003 concluye que la opción de ciclo abierto es aquella opción que mejor se ajusta a los criterios de costes y disminución del riesgo de proliferación. Los ciclos cerrados tienen una ventaja desde el punto de vista de los residuos a largo plazo y si se da el caso afrontan de manera más favorable la extensión de los recursos.

Es por ello que este estudio recomienda que durante las próximas décadas se deba dar prioridad a una estrategia de ciclo abierto frente a una de ciclo cerrado que incluya reprocesado y reactores rápidos. Además de estas conclusiones se dan una serie de consejos a las autoridades públicas para una mayor comprensión de la sociedad sobre materias de energía nuclear o como que la Agencia de la Energía Atómica tenga más autoridad entre otros.

### 3.5. Economic Assessment of Used Nuclear Fuel Management in the United States, BCG, 2006

Este estudio fue llevado a cabo por The Boston Consulting Group a petición de AREVA. En este estudio lo que se pretende es analizar las posibilidades de gestión del combustible nuclear gastado en Estados Unidos y para ello se utilizan datos privados proporcionados por AREVA dada su dilatada experiencia en Europa así como datos procedentes de documentos de dominio público.

Durante varias décadas Estados Unidos ha intentado llevar a cabo el desarrollo y la planificación de un AGP en Yucca Mountain, Nevada, para llevar a cabo una opción de ciclo abierto. La capacidad que se estima en el DOE 2001<sup>13</sup> para un AGP que sea capaz de almacenar todo el combustible gastado en centrales nucleares comerciales de Estados Unidos es de 83.800 toneladas.

Sin embargo, varios factores que se muestran a continuación han hecho que la estrategia de almacenamiento definitivo sea cuestionada en Estados Unidos. Es en este escenario en el que se escribe este estudio del BCG. Se trata de dar una visión económica de las dos alternativas de ciclo: el almacenamiento directo o el reprocesado.

Entre aquellos factores que han hecho que la opción de almacenamiento definitivo pierda fuerza y se empiece a considerar la opción del reprocesado cabe destacar el aumento de los costes del AGP. Cada vez que se ha revisado el coste de la construcción del AGP la tendencia es a un coste mayor debido entre otros factores a unas características de diseño cada vez más exigentes.

Otro de los factores que se debe tener en cuenta es el incremento del uso de la energía nuclear en Estados Unidos. Esto supone según se indica en el estudio que un nuevo AGP sería necesario para almacenar el combustible gastado posteriormente al año 2035, incluso teniendo en cuenta una posible expansión del diseño del AGP inicial en Yucca Mountain de 83.800 a 120.000 toneladas.

El incremento del precio del uranio así como la reducción de la cantidad de los residuos finales a almacenar de manera definitiva tras el reprocesado hacen que la opción de ciclo abierto no se la única alternativa a considerar. Y debido a estos factores el reprocesado es una opción que cada vez se tiene más en cuenta a la hora de hablar de la gestión del combustible gastado en Estados Unidos.

---

<sup>13</sup>US DOE, Analysis of the total life cycle cost of the civilian radioactive waste management program. 2001

Este estudio utiliza dos formas distintas de abordar las alternativas de ciclo abierto y ciclo cerrado. La primera es lo que se denomina en el estudio en enfoque “Greenfield”. Esta primera forma de enfocar la comparación de alternativas consiste en comparar los costes a largo plazo mediante una estrategia de reprocesado del combustible gastado y una estrategia de almacenamiento definitivo. Esta forma de evaluar las alternativas es la que se lleva a cabo en este proyecto y por tanto los resultados servirán como referencia, siempre claro teniendo en cuenta las peculiaridades de cada caso ya que no se puede comparar un estudio para Estados Unidos como es el del BCG con otro realizado para España que es el que se lleva a cabo en este proyecto.

El segundo enfoque se denomina “Implementation”. Este segundo enfoque consiste en comparar por un lado una alternativa en la que el reciclado se ve como una solución que complementa al almacén geológico profundo del Yucca Mountain. Y por otro lado una alternativa de ciclo abierto que requeriría un AGP adicional al mencionado.

Los resultados que se obtuvieron en este estudio para el enfoque “Greenfield” son un coste total ya descontado de 520 \$/Kg en el caso de la opción de reprocesado y en el caso del almacenamiento definitivo un coste de 500\$/Kg. En este estudio como se indica se le da un gran importancia al análisis de sensibilidad ya que la incertidumbre en valores futuros de ciertos aspectos relacionados con la gestión del combustible nuclear es relativamente alta. Se destacan en este estudio los costes del uranio y del AGP como aquellos costes más determinantes que pueden hacer variar de manera significativa los resultados.

En el caso del enfoque “Implementation” se obtienen unos costes totales y descontados de entre 48 y 53 B\$ para el caso de una planta de reprocesado como complemento del AGP en el Yucca Mountain y unos costes de entre 47 y 50 B\$ para el caso de otro AGP adicional al de Yucca Mountain. Este enfoque resulta de menor interés a la hora de utilizar este estudio del BCG como referencia para este proyecto y por ello cuando se hace referencia a este estudio se hace de manera concreta al enfoque “Greenfield”. Aun así es interesante ver como los resultados obtenidos muestran unos costes muy similares en ambos planteamientos.

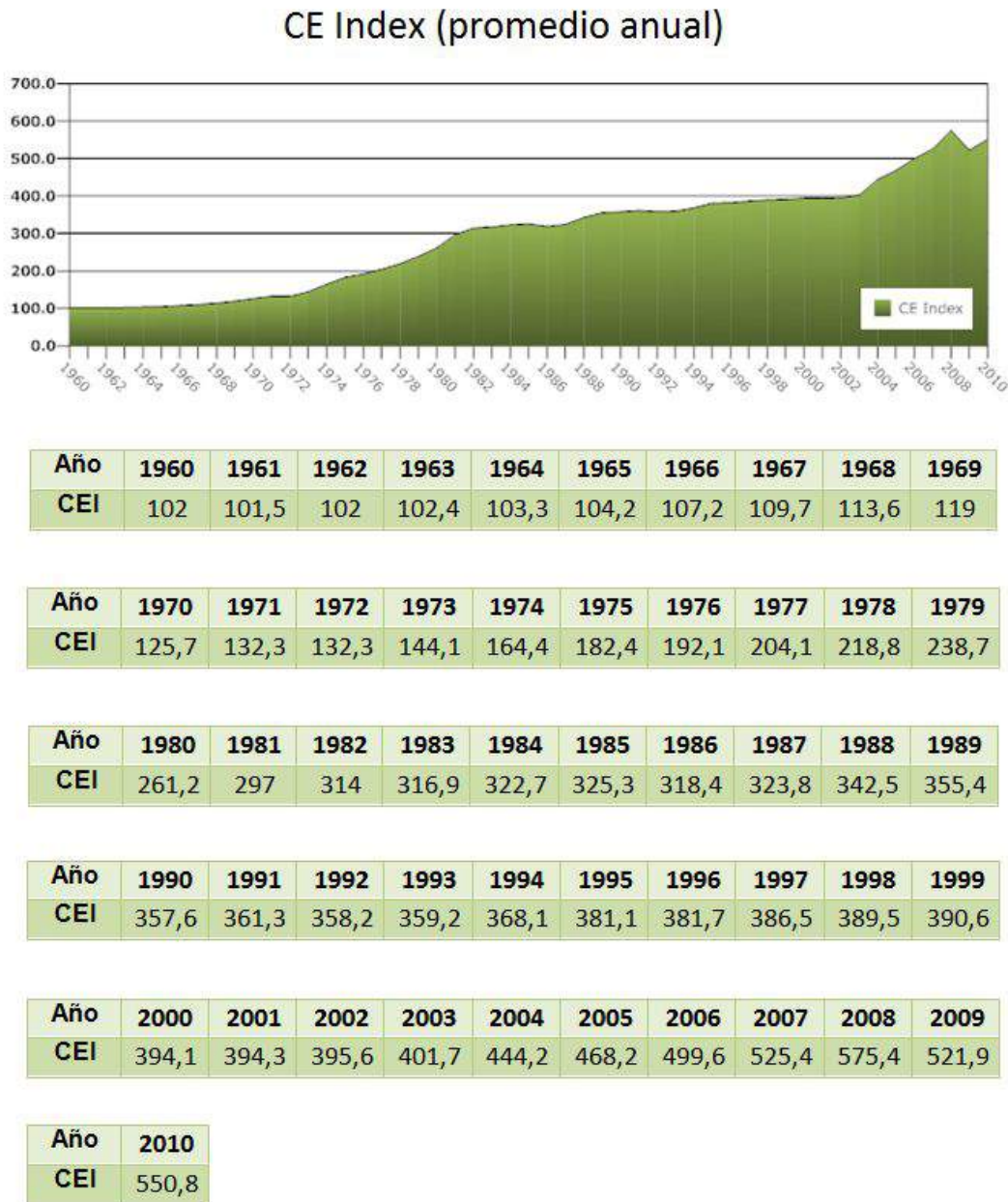
Este estudio no entra en detalle sobre aspectos relacionados con la aceptación social o el impacto ambiental que una u otra alternativa puedan tener. Tampoco sobre el marco legislativo en el cual deben estar reguladas las actividades y por tanto algunas modificaciones serían necesarias. Sin embargo, aunque no se entre en detalle si se considera que este tipo de factores pueden ser muy importantes e incluso determinantes a la hora de evaluar las alternativas de ciclo abierto y ciclo cerrado.



### 3.6. Comparación de las etapas del ciclo más relevantes

#### 3.6.1. Coste del reprocesado

Se procede a la comparación del coste del reprocesado según los datos proporcionados en los distintos estudios analizados. Para actualizar el coste de los distintos estudios a una misma fecha y así poder compararlos y obtener conclusiones a partir de ellos se utiliza lo que se denomina el *Chemical Plant Cost Index* [21]. En la Figura 16 se muestran los valores del CE index para los años comprendidos entre 1960 y 2010.



**Figura 16.** Chemical Engineering Plant Cost Index

Dicho índice se utiliza entre otras cosas para actualizar el precio de construcción de plantas químicas como en las que se produce el reprocesado. Por lo tanto si se actualiza de esta manera la planta de reprocesado y el coste del reprocesado es directamente proporcional al coste de esta planta, se puede utilizar para actualizar el coste del reprocesado.

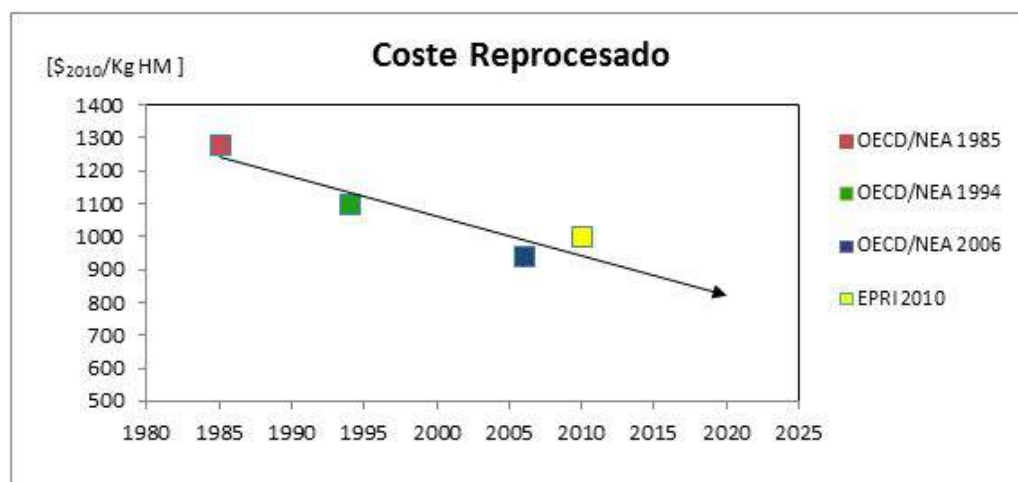
Una vez tenemos los datos de los distintos estudios procedemos a su comparación. Para ello necesitamos que las unidades monetarias sean referidas a una misma fecha. Utilizando CEPCI para convertir los datos obtenidos de los estudios en unidades monetarias de 2010. Para actualizar el coste de del periodo A al periodo B, es necesario multiplicar el coste en el periodo A por el ratio del índice del periodo B entre el índice del periodo A, esto se indica en la Ecuación 5.

$$Coste\ en\ A = Coste\ en\ B \times \frac{Índice\ en\ A}{Índice\ en\ B} \tag{5}$$

En la Tabla 8 se muestra un resumen de los datos de los costes obtenidos a partir de los distintos estudios para casos europeos en \$ de sus respectivos años y posteriormente esos costes actualizados a \$<sub>2010</sub>. La representación de los datos se muestra en la Figura 17.

**Tabla 8.** Actualización de costes a \$<sub>2010</sub>

Valores actualizados con el CPCEI, estudios para Europa						
Nombre	Coste	\$ del año	CEI año	CEI año ref.	Coef.	Coste \$ <sub>2010</sub>
OECD/NEA 1984 [20]	750	1984	322,7	550,8	1,706	<b>1280,1</b>
OECD/NEA 1994 [20]	720	1991	361,3	550,8	1,524	<b>1097,6</b>
OECD/NEA 2006 [23]	800	2005	468,2	550,8	1,176	<b>941,1</b>
EPRI [23]	1000	2010	550,8	550,8	1	<b>1000,0</b>

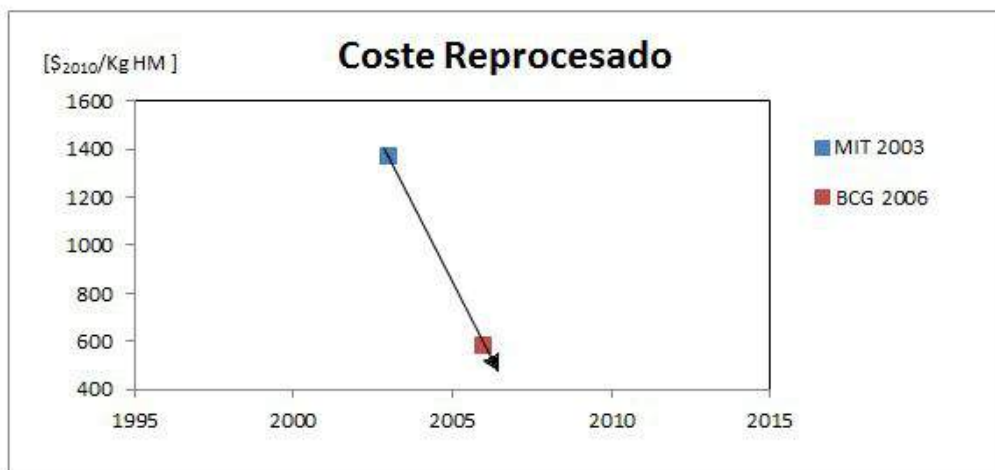


**Figura 17.** Coste del reprocesado en \$<sub>2010</sub> estudios para Europa

Se procede de la misma manera pero en este caso aplicado a estudios referentes a EE.UU. en este caso son dos estudios de gran relevancia del BCG y del MIT. Se puede observar en la Tabla 9 los costes utilizados en cada uno de estos estudios y posteriormente esos costes actualizados a \$<sub>2010</sub>. En la Figura 18 se muestran los resultados anteriores en forma de gráfica.

**Tabla 9.** Valores actualizados con el CPCEI, estudios para EE.UU.

Valores actualizados con el CPCEI						
Nombre	Coste	\$ del año	CEI año	CEI año ref.	Coef.	Coste \$ <sub>2010</sub>
<b>MIT 2003</b> [24]	1000	2003	401,7	550,8	1,371	<b>1371,2</b>
<b>BCG 2006</b> [25]	525	2006	499,6	550,8	1,102	<b>578,8</b>



**Figura 18.** Coste del reprocesado en \$<sub>2010</sub> estudios para EE.UU.

Lo primero que se puede destacar observando las Figuras 17 y 18 es una clara tendencia a la baja del coste del reprocesado. Esto puede considerarse más evidente en el caso de aquellos estudios para Europa ya que representan un mayor periodo de tiempo, este hecho es algo que hay que tener en cuenta a la hora de comparar las alternativas de ciclo abierto y ciclo cerrado. Esto nos indica que según se desarrolla la tecnología y los procesos el coste del reprocesado se va reduciendo. Esto parece indicar que a largo plazo la opción de ciclo cerrado puede verse beneficiada en términos de costes totales.

Observando las gráficas podemos apreciar que los valores para Europa tienen una variabilidad menor que los costes para EE.UU. Esto se debe principalmente al mayor desarrollo y mayor conocimiento de los procesos del reprocesado en Europa gracias a países como Francia o el Reino Unido donde se llevan a cabo este tipo de procesos.

### 3.6.2. Coste del uranio

El precio del combustible cuando se considera la energía nuclear representa una parte más pequeña del total que cuando se considera la energía a partir de combustibles fósiles. Se puede considerar que del precio total de la energía eléctrica a partir de energía nuclear entre el 15 y el 25 % procede del coste del combustible. Vemos como esta cifra es relativamente pequeña si lo comparamos con la obtención de energía eléctrica a partir del carbón donde el combustible representa entre el 40 y el 60 %. Lo mismo sucede al compararlo con el 70 u 80 % en el caso del gas natural.

Sin embargo, aunque el combustible represente una parte inferior del total con respecto a otras fuentes de energías muchos de los estudios revelan que el precio del uranio puede llegar a ser muy determinante cuando se compararan alternativas de ciclo abierto y ciclo cerrado. Es por esto que se hace este breve análisis sobre los valores utilizados en los diferentes estudios que se analizan en este capítulo.

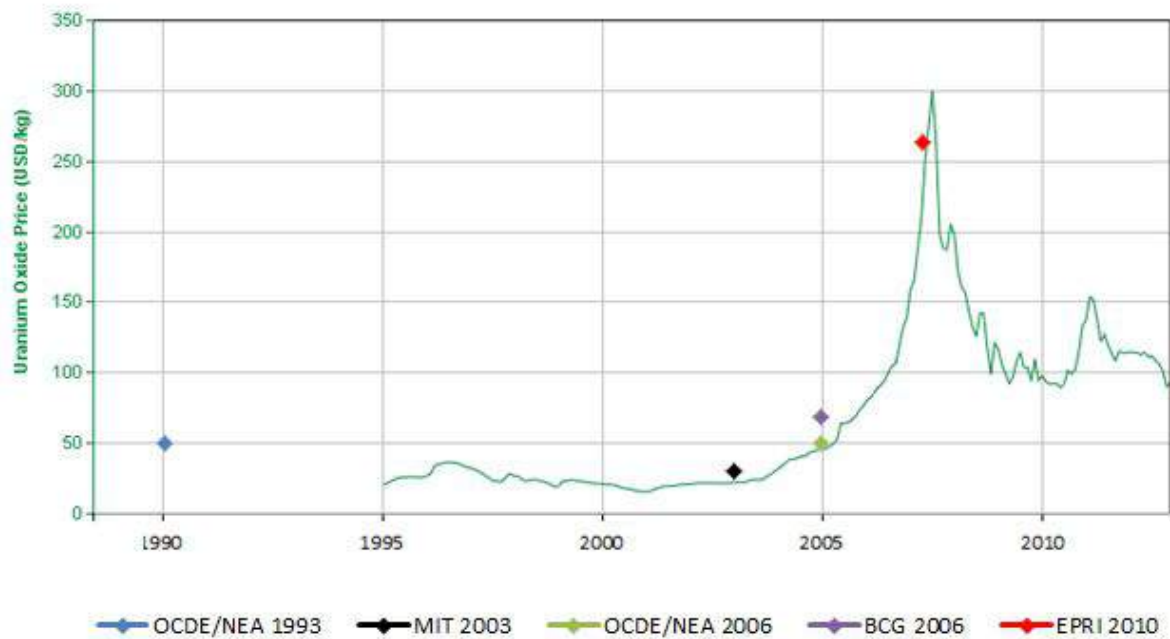
Hay que tener muy presente la volatilidad que pueden tener ciertas materias primas en ciertos momentos. En el caso del uranio se produjo un fuerte aumento del coste entre el 2003 y el 2007. El coste del uranio en diciembre de 2003 se situaba alrededor de 36 \$/Kg y en noviembre de 2007 se situaba a 260 \$/Kg [22] esto explica la diferencia entre los datos escogidos entre el estudio del MIT y el del EPRI. En la Figura 26 del Capítulo 4 se muestra una figura de la evolución del precio del uranio desde 1995 a partir de la cual se pretende establecer un valor del coste del uranio para este estudio.

En la Tabla 10 se muestran los valores que han utilizado los diversos estudios mencionados en este capítulo para el coste del uranio así como el año de referencia utilizado para establecer dicho coste.

**Tabla 10.** Coste del uranio según los estudios analizados

Estudio	Año ref. coste uranio	Coste [\$/Kg]
OCDE/NEA 1993	1990	50
MIT 2003	2003	30
OCDE/NEA 2006	2005	50
BCG 2006	2005	68,3
EPRI 2010	2007	260

Si superponemos la Figura 26 referente a la evolución del precio del uranio junto con los valores utilizados en los estudios descritos en este capítulo que se muestran en la Tabla 10 obtenemos la Figura 19. En esta figura puede apreciarse como claramente cada estudio utilizó como coste del uranio el valor de este en el momento en que fue escrito cada estudio. De esta forma vemos como prácticamente se superponen los puntos referentes a cada estudio con la línea de coste del uranio a lo largo del tiempo.



**Figura 19.** Evolución del coste del uranio y valores utilizados por los estudios analizados

La principal conclusión que se extrae de esto es que es complicado establecer cuál será el valor del uranio a largo plazo. Esto implica que esta posible variabilidad de los precios del uranio deba verse reflejada claramente en los análisis de sensibilidad e incertidumbre que se llevan a cabo en el Capítulo 5 de este proyecto. Un aumento del precio del uranio favorece la opción de ciclo cerrado mientras que una tendencia a la baja del coste del uranio favorecería a la opción del ciclo abierto.



## **Parte II**

# **Estudio para la gestión del combustible nuclear gastado en España**





## Capítulo 4

# Análisis y cálculos para el caso de España

EN este capítulo se explica cómo se ha realizado el modelo económico utilizado así como de donde se han obtenido los datos unitarios necesarios para poder llevarse a cabo el estudio de costes. Se comparan dos alternativas, el ciclo abierto y el ciclo cerrado. La primera parte del ciclo, denominada *front-end*, es igual en ambos casos y no está relacionado con la gestión del combustible gastado sino con la obtención del combustible. Por ello el estudio económico que se presenta está centrado en la segunda parte de ciclo del combustible nuclear, denominado *back-end*. Al final del capítulo se hace un análisis de los resultados obtenidos para las dos alternativas de ciclo.

En el ciclo abierto el combustible una vez ha sido utilizado en el reactor se almacena en las piscinas de cada una de las centrales nucleares y tras un periodo de tiempo es acondicionado para su almacenamiento definitivo en un futuro AGP. Debido a que el desmantelamiento total (Nivel 3) de las Centrales Nucleares se lleva a cabo 3 años después de su parada <sup>14</sup> el combustible sería trasladado al ATC hasta la construcción de un AGP, cuya construcción aún no está proyectada en España. ENRESA utiliza este supuesto de ciclo abierto a la hora de calcular los costes de gestión de los residuos del combustible nuclear, como viene indicado en el VI Plan de Gestión de Residuos Radiactivos.

En el ciclo cerrado el combustible irradiado se almacena en las centrales nucleares durante un tiempo para posteriormente proceder a su reprocesado en alguna planta de reprocesado Europea. Una vez reprocesado el combustible nuclear se obtendría por un lado unos residuos vitrificados los cuales no son aprovechables y hay que proceder a su almacenamiento definitivo y por otro lado se obtendría uranio reprocesado y plutonio, el cual es utilizado para producir combustible MOX. El uranio y el plutonio pueden ser vendidos para su uso en Centrales Nucleares fuera de nuestro país.

---

<sup>14</sup>Una de las hipótesis que se hace en el VI PGRR para el escenario de referencia para la construcción del ATC.

## 4.1. Panorama español

España actualmente cuenta con un parque nuclear compuesto por 6 CC.NN. en activo que cuentan con 8 reactores, con una potencia actual instalada de 7850,6 MWe. Para calcular el coste de la cantidad total de combustible nuclear usado a gestionar en España hay que tener en cuenta: la cantidad de combustible nuclear almacenado en las piscinas de las centrales nucleares hasta la fecha, la estimación sobre consumo de las centrales nucleares hasta su fecha de cierre y una serie de residuos que aunque no están en España son españoles y por tanto es España quien debe encargarse de su gestión.

Estos residuos que no se encuentran en territorio español son 13 m<sup>3</sup> de RAA vitrificados y 666 m<sup>3</sup> de RMA procedentes del reprocesado en Francia del combustible nuclear gastado de la C.N. Vandellós I. También existen pequeñas cantidades de materiales fisionables de U y Pu del reprocesado del combustible gastado en las CC.NN. Santa María de Garoña y José Cabrera con anterioridad a 1983 los cuales fueron mandados reprocesar a Inglaterra, por contrato estos no retornaran a España para su gestión.

Como este estudio trata de comparar dos alternativas de gestión y estos últimos residuos no aportan diferencias puesto que en ambas alternativas la gestión de estos sería la misma, pues ya han sido reprocesados, no serán tenidos en cuenta en este estudio, además de que representan sólo una pequeña parte del total. Sin embargo, en un estudio que fuese sobre el coste total de gestión de residuos sí sería necesario tenerlos en cuenta.

Por lo tanto en este estudio se tendrá en cuenta aquel combustible procedente de las centrales nucleares españolas que está almacenado en las piscinas de las mismas, o en almacenes temporales en seco. Así como la estimación del combustible nuclear que será utilizado a lo largo de la vida útil de las CC. NN. españolas. La vida útil se estima al igual que en el VI PGRR en 40 años y por tanto el cierre de las CC.NN. se produciría como se muestra en la Figura 20<sup>15</sup>.

Para estimar la cantidad total de combustible nuclear gastado que se tendrá que gestionar en España partimos de los datos del Seminario Permanente de Tecnologías Energéticas “Ciclo Combustible Nuclear” Gestión del Combustible Nuclear. Dichos datos se muestran en la figura 21 y representan la cantidad de combustible gastado almacenado en las CC. NN. españolas hasta diciembre de 2011.

---

<sup>15</sup> Actualmente la licencia para la explotación de la C.N. de Santa María de Garoña ha sido prorrogada por un año más con respecto a lo que se indica en la Figura 20.

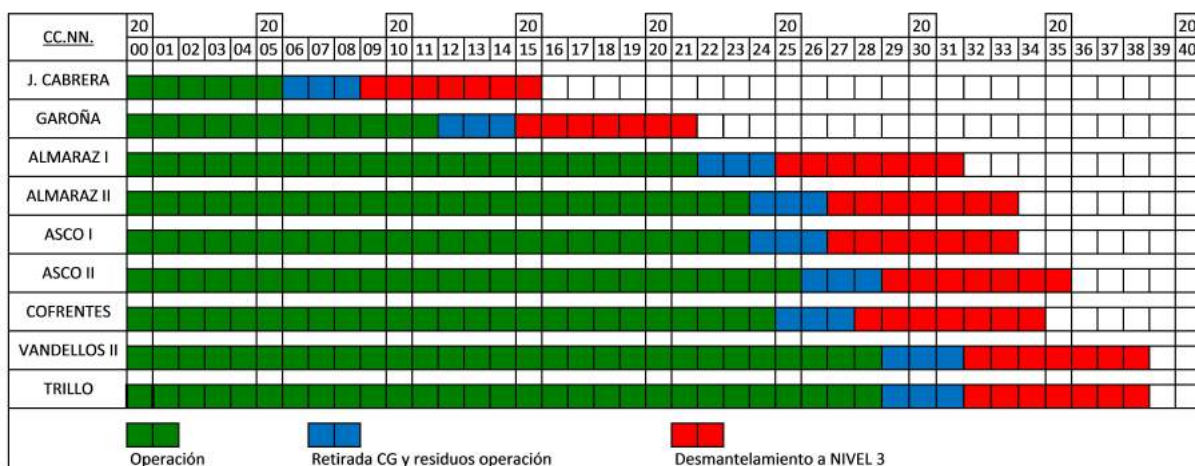


Figura 20. Fecha de cierre de las CC.NN. españolas [26]

**Back-End / COMBUSTIBLE GASTADO**  
**Datos a final de Dic.-2011**

	CG ALMACENADO (ELEMENTOS COMB.)			CG TOTAL (tU)
	EN PISCINA	EN SECO	TOTAL	
<b>CCNN EN OPERACIÓN</b>	12.088	441	12.529	4.127
GAROÑA	2.105		2.105	370
ALMARAZ 1	1.264		1.264	583
ALMARAZ 2	1.192		1.192	550
ASCO 1	1.164		1.164	530
ASCO 2	1.136		1.136	519
COFRENTES	3.724		3.724	676
VANDELLOS 2	964		964	435
TRILLO	539	441	980	464
<b>CCNN EN CLAUSURA</b>	0	377	377	100
J. CABRERA		377	377	100
<b>TOTAL</b>	12.088	818	12.906	4.227

Figura 21. Combustible gastado acumulado hasta Diciembre de 2011 [27]

Se procede ahora a calcular una estimación del combustible nuclear gastado que se generará en España por cada uno de los 8 reactores actualmente operativos. El requerimiento anual de fuel (MTHM) se calcula como [28]:

$$Requerimiento_{anual} = \frac{P \times 365 \times C}{\varepsilon \times BU} \quad (6)$$

Donde P, C,  $\varepsilon$  y BU son la potencia eléctrica (MWe), el factor de capacidad (%), la eficiencia (%) y la tasa de quemado (MWD/MTHM), respectivamente. En la Tabla 11 se muestran los parámetros mencionados para cada uno de los 8 reactores operando actualmente en España.

**Tabla 11.** Parámetros de los reactores activos en España

REACTORES								
	Cofrentes	Trillo	Almaraz-1	Almaraz-2	Asco-1	Asco-2	Vandellós-2	Garóña
P <sup>16</sup>	1092,02	1066	1035,27	1044,45	1032,5	1027,21	1087,14	466
$\varepsilon$ <sup>17</sup>	33,7	35,4	35,1	35,4	34,9	34,7	36,9	33,7
C <sup>18</sup>	87,89	87,14	86,83	88,79	79,81	85,27	75,59	92,93
BU <sup>19</sup>	50000	50000	50000	50000	50000	50000	50000	50000

A partir de los datos anteriores y mediante el uso de la Fórmula 6 podemos calcular la producción anual de combustible gastado por los 8 reactores activos en España como se puede observar en la Tabla 12.

**Tabla 12.** Cantidad total de residuos a gestionar

CC.NN.	Cierre según VI PGR	Años del 2011 al cierre	Combustible gastado al año	Generación dic. 2011 al cierre	Generado hasta dic. 2011
Garóña	2012 <sup>20</sup>	1	9,38	9,38	370
Almaraz I	2021	10	18,70	187,00	583
Almaraz II	2023	12	19,12	229,44	550
Asco I	2023	12	17,24	206,88	530
Asco II	2025	14	18,43	258,02	519
Cofrentes	2024	13	20,79	270,27	676
Vandellos II	2028	17	16,26	276,42	435
Trillo	2028	17	19,16	325,72	464
SUMA				1763,13	4127 (+100) <sup>21</sup>
<b>TOTAL</b>					<b>5990,13</b>

<sup>16</sup>Para más información referencia [29].

<sup>17</sup>Para más información referencia [30].

<sup>18</sup>Media de los años 2008, 2009, 2010 y 2011.[31]

<sup>19</sup>En este estudio se asume como media de las CC.NN. españolas una tasa de quemado de 50.000 MWD/MTHM que se aplica como parámetro para cada una de ellas.

<sup>20</sup>En el VI PGR se utiliza 2011 pero la licencia ha sido prorrogada.

<sup>21</sup>100tHM procedentes de la C.N. de José Cabrera.

A partir de estas cifras y con las fechas de cierre de las centrales nucleares, como se indicó previamente con una vida de 40 años, podemos estimar la cantidad de combustible gastado que se generará hasta el cierre de los 8 reactores actualmente activos. Observamos que la cantidad total a gestionar es de aproximadamente 6000 tHM.

Si el cálculo anterior lo realizamos con una vida de 40 años de las CC.NN más una prórroga de 5 años en la licencia de uso el valor que se obtiene es de 6676 tHM, muy similar a las 6674 tHM [38] que es el valor que se utiliza en el VI PGRR. Así que esta es la cifra que se utilizará en este estudio como cantidad total de combustible nuclear gastado a gestionar por España.

## 4.2. Metodología

En este apartado se explica cómo se ha calculado el precio nivelado para la segunda parte del ciclo del combustible nuclear, *backend*, para las alternativas de ciclo abierto y ciclo cerrado. También se explica cómo se calcula el coste de esta gestión del combustible nuclear por kilovatio hora.<sup>22</sup>

Para calcular el coste total de la gestión de los residuos hay que tener claro cuáles son los procesos o componentes del ciclo y en qué momento ocurren. Para cada una de las dos alternativas que se evalúan se detallan dichos componentes. En los apartados 4.3 y 4.4 se entra en detalle sobre los distintos componentes y sus costes unitarios.

Los parámetros que se utilizan se definen a continuación:

tb	Tiempo base para la unidad monetaria
t	Tiempo
r	Tasa de descuento
MP	Masa de uranio cargada en el reactor

Para cada componente *i* de la segunda parte del ciclo del combustible nuclear:

Fi	Coste total del componente
Pi	Coste unitario
si	Tasa de aumento
ti	Tiempo de demora
fi	Tanto por uno de la masa total cargada en el reactor

Donde:

i=TR	Transporte del combustible gastado
i=R	Reprocesado
i=AV	Almacenaje de los residuos vitrificados
i=Pu	Créditos del plutonio
i=U	Créditos del uranio
i=AT	Almacenamiento temporal del combustible gastado
i=AD	Almacenamiento definitivos del combustible gastado

---

<sup>22</sup>Metodología extraída del Anexo 1 del artículo OCDE 1994 “The Economics of the Nuclear Fuel Cycle”.

En la Tabla 13 se muestran los distintos componentes que forman parte del *backend* para las dos opciones de ciclo que se analizan en este estudio. Para cada componente se muestra la fórmula para la obtención de su coste.

**Tabla 13.** Componentes del ciclo según la opción

OPCIÓN CICLO CERRADO	OPCIÓN CICLO ABIERTO
<p>Coste del transporte</p> $FTR = MP \times PTR \times (1 + STR)^{(t-tb)}$	<p>Coste del transporte</p> $FTR = MP \times PTR \times (1 + STR)^{(t-tb)}$
<p>Coste de reprocesar</p> $FR = MP \times PR \times (1 + SR)^{(t-tb)}$	<p>Coste de almacenamiento temporal</p> $FAT = MP \times PAT \times (1 + SAT)^{(t-tb)}$
<p>Coste de almacenamiento de VHLW</p> $FAV = MP \times fAV \times PAV \times (1 + SAV)^{(t-tb)}$	<p>Coste de almacenamiento definitivo</p> $FAD = MP \times PAD \times (1 + SAD)^{(t-tb)}$
<p>Créditos del uranio</p> $FU = MP \times fU \times PU \times (1 + SU)^{(t-tb)}$	
<p>Créditos del plutonio</p> $FPu = MP \times fPu \times Ppu \times (1 + SPu)^{(t-tb)}$	

A partir de lo anterior el coste total descontado de la segunda parte del ciclo del combustible nuclear se puede escribir como se indica en la Ecuación 7. De esta manera se calcula el coste total de gestión para todo el combustible a gestionar.

$$CosteTotal_{descontado} = \sum_{i=1} \sum_{t=t_0}^{t=T_1} \frac{F_i(t)}{(1+r)^{(t-t_0)}} \quad (7)$$

Donde:

- $t_0$  Fecha de referencia inicial  
 $T_1$  Fecha en la que se termina de incurrir en gastos asociados a la gestión de residuos

De igual manera se puede utilizar la Ecuación 7 para hacer el cálculo para una sola Central Nuclear, esto nos interesa para poder establecer el coste por KWh en cada Central Nuclear. Una vez está calculado el coste total para una C.N. podemos proceder como se indica a continuación a calcular el coste por unidad de electricidad generada. Si C es la constante nivelada de coste de combustible gastado por unidad de electricidad proporcionada por el reactor, el coste total se puede escribir también como se indica en la Ecuación 8.

$$CosteTotal_{descontado} = \sum_{t=F1}^{F2} \frac{C \times E(t)}{(1+r)^{(t-t_0)}} \quad (8)$$

Donde:

- $E(t)$  La energía eléctrica producida en el tiempo t  
 $F1$  Fecha de puesta en marcha de la Central Nuclear  
 $F2$  Fecha en que se finaliza la producción eléctrica de la Central Nuclear

Por lo tanto para una Central Nuclear dada podemos igual las expresiones anteriores (Ecuación 7 y Ecuación 8 ) obteniendo la Ecuación 9.

$$\sum_{Componentes} \sum_{Tiempo} \frac{F_i(t)}{(1+r)^{(t-t_0)}} = \sum_{Tiempo} \frac{C \times E(t)}{(1+r)^{(t-t_0)}} \quad (9)$$

A partir de la igualdad anterior despejamos la constante C.

$$C = \frac{\sum_{Componentes} \sum_{Tiempo} \frac{F_i(t)}{(1+r)^{(t-t_0)}}}{\sum_{Tiempo} \frac{E(t)}{(1+r)^{(t-t_0)}}} \quad (10)$$

Como la electricidad se genera de una forma aproximadamente continua se puede aplicar un método de descuento continuo. Debido a esto podemos remplazar la tasa de descuento, r, por lo que se denomina tasa de descuento continua, r', que se expresa como está indicado en la Ecuación 11.

$$r' = \ln(1+r) \quad (11)$$



Luego el factor de descuento puede ser remplazado como se indica en la Ecuación 12.

$$\frac{1}{(1+r)^{(t-t_0)}} = e^{(-r' \times t)} \quad (12)$$

Por lo tanto el denominador de la Ecuación 10 se puede reescribir como se indica en la Ecuación 13.

$$\sum_{Tiempo} \frac{E(t)}{(1+r)^{(t-t_0)}} = \int_{Tiempo} e^{(-r' \times t)} \times E(t) dt \quad (13)$$

Si asumimos que E(t) es constante durante un periodo de tiempo de 0 a T e igual a E, la integral anterior (Ecuación 13) puede expresarse como se indica a continuación.

$$E \times \int_{Tiempo} e^{(-r' \times t)} dt = E \times \frac{1 - e^{(-r' \times T)}}{r'} = E \times T \times \frac{1 - e^{(-r' \times T)}}{r' \times T} \quad (14)$$

Y a partir de esto ya podemos calcular la constante C, sustituyendo la Ecuación 14 en la Ecuación 15, para un determinado reactor.

$$C = \frac{\sum_{Componentes} \sum_{Tiempo} \frac{F_i(t)}{(1+r)^{(t-t_0)}}}{E \times T \times \frac{1 - e^{(-r' \times T)}}{r' \times T}} \quad (15)$$

En el caso de que el factor de carga del reactor varíe de año en año, o de ciclo en ciclo de carga de combustible, E tendrá distintos valores en cada año o ciclo. En este caso simplemente la integral se divide en partes y se sumarian los distintos años o ciclos para obtener el total de electricidad producida.

En este proyecto se realiza el cálculo de la gestión del combustible gastado por Kg de metal pesado extraído del reactor para cada una de las dos alternativas que se han planteado. En el caso de que se estuviese evaluando el ciclo completo del combustible nuclear es más interesante proporcionar los datos de coste por unidad de electricidad producida pero como no es el caso de este proyecto los datos unitarios así como resultados finales se dan en unidad monetaria por Kg de metal pesado.

### 4.3. Opción ciclo cerrado

En esta sección se procede a explicar el análisis de costes de la gestión de los residuos radiactivos procedentes de combustibles nucleares generados por las centrales nucleares españolas. Se utilizando como supuesto el ciclo cerrado. Cómo se indicó previamente la estimación es que tras el cierre de las CC. NN. actualmente activas en España la cantidad total a gestionar será de aproximadamente 6676 tHM. Las principales hipótesis que se hacen en este estudio para el escenario de la opción de reprocesar el combustible gastado son:

- Fecha de inicio para comenzar el transporte a la planta de reprocesado: 2018
- Tiempo durante el cual se reprocesa todo el combustible: 50 años
- Reprocesado en una planta Europea

Se asume que en este escenario el combustible debe permanecer algún tiempo en las piscinas de las centrales nucleares tras ser extraído del reactor. En el caso de España según el planteamiento este tiempo será siempre mayor del necesario ya que se reprocesaría el combustible más antiguo primero y una gran parte del combustible total gastado a gestionar ya se ha producido. El tiempo mínimo que estaría el combustible en las piscinas de las CC.NN. sería de unos 3 que sería aquel combustible utilizado al final de la vida útil de las CC.NN. ya que según el supuesto del VIPGRR tras la parada de la operación de las CC.NN. en los 3 próximos años se debe proceder a la retirada del combustible gastado para su desmantelamiento definitivo.

Tras este tiempo se puede proceder a su transporte desde las centrales nucleares hasta una instalación de almacenaje dentro de la propia instalación de reprocesado. En el escenario que se plantea en este estudio se tiene en cuenta que en España está en construcción un ATC, de tal manera que las centrales nucleares puedan ser desmanteladas según se indica en el VI PGRR (ver Figura 20 en el Apartado 4.1) y en el caso que se analiza en este apartado los residuos vitrificados procedentes de los productos de fisión tras el reprocesado serán almacenados en esta instalación previo almacenamiento definitivo. A la hora de considerar el transporte consideraremos que se envía todo el combustible directamente desde las piscinas de las CC.NN. hasta la zona de almacenamiento de la planta de reprocesado. Esto es así ya que si no se incurriría en una duplicación de los costes de transporte al ATC y posteriormente a la planta de reprocesado.

Sin embargo, se considera que se reprocesa a una tasa anual de 133,5 tHM durante 50 años a partir del 2018. Es decir los costes asociados al transporte desde las CC.NN. a la planta de reprocesado y el proceso de reprocesado serán anualmente los asociados a las 133,5 tHM durante 50 años aunque el transporte se realice previamente para aquel combustible que tenga que ser extraído de las piscinas de las CC.NN. porque estas comenzarán su desmantelamiento.

Una vez el combustible ha pasado el tiempo necesario en el almacén de la instalación de reprocesado, aproximadamente 3 años se procede a su reprocesado. El tiempo estimado para el proceso de reprocesamiento se estima en 2 años. Por lo tanto el tiempo que se utiliza en este análisis es de 5 años desde que el primer combustible gastado es transportado hasta que tras su reprocesamiento se obtienen los residuos vitrificados por un lado y el uranio y plutonio por el otro. Tras esto los residuos de alta actividad que han sido vitrificados deben ser transportados para su almacenaje definitivo.

En este escenario los costes en los que se incurre proceden del transporte, el reprocesado y del almacenamiento de los productos de fisión que no son aprovechables y que han sido vitrificados. Por otro lado se obtienen unos créditos procedentes del uranio y el plutonio que se han obtenido mediante el reprocesado. A continuación se procede a explicar cómo se obtiene tanto el valor tanto de los costes como de los créditos.

#### 4.3.1. Transporte

El combustible nuclear una vez ha sido utilizado y extraído del reactor nuclear debe permanecer unos años en la piscina de la central nuclear durante un periodo de enfriamiento. Durante este tiempo los productos de fisión más radiactivos que se han producido se desintegran y la tasa de calor que se produce se verá reducida considerablemente.

En este estudio para el caso del ciclo cerrado como se ha indicado previamente se considerará que el transporte del combustible nuclear gastado es desde las piscinas de las CC.NN. hasta la planta de reprocesado. Por otro lado la cantidad de combustible reprocesado será constante de tal forma que se van obteniendo y transportando los residuos vitrificados desde la planta de reprocesado hasta el ATC. Y por último se transportarían del ATC a un pequeño AGP donde almacenar definitivamente los residuos vitrificados.

En el estudio de la OECD 1994 “The Economics of Nuclear Fuel Cycle” se utiliza como valor nominal 50\$/KgHM (\$ de 1991) y el mismo valor es utilizado posteriormente en el análisis NEA 2006 (\$ de 2006). En la actualidad parece razonable seguir utilizando esa cifra para el transporte de combustible gastado y por tanto para este estudio se utilizará dicho valor de 50\$<sub>2010</sub>/KgHM como valor nominal para el transporte del combustible gastado desde las piscinas de las centrales nucleares hasta la zona de almacenamiento de la planta de reprocesado.

Por otro lado está el coste del transporte de los residuos vitrificados desde la planta de reprocesamiento hasta el almacén temporal y posteriormente desde este hasta su almacén definitivo. En el estudio del BCG 2006 “Economic Assesment of used Nuclear Fuel Management in the United States” se utiliza la cifra de \$20/Kg [39] (kg de combustible inicial utilizado).

Los datos de este estudio relacionados con el transporte son datos a partir de información interna de AREAVA pero adaptados a Estados Unidos y debido a que las distancias en ese escenario son mayores este coste puede ser algo superior al que sería en Europa. Sin embargo, se aceptará como válido para este estudio, pero este detalle será tenido en cuenta a la hora de hacer el análisis de sensibilidad.

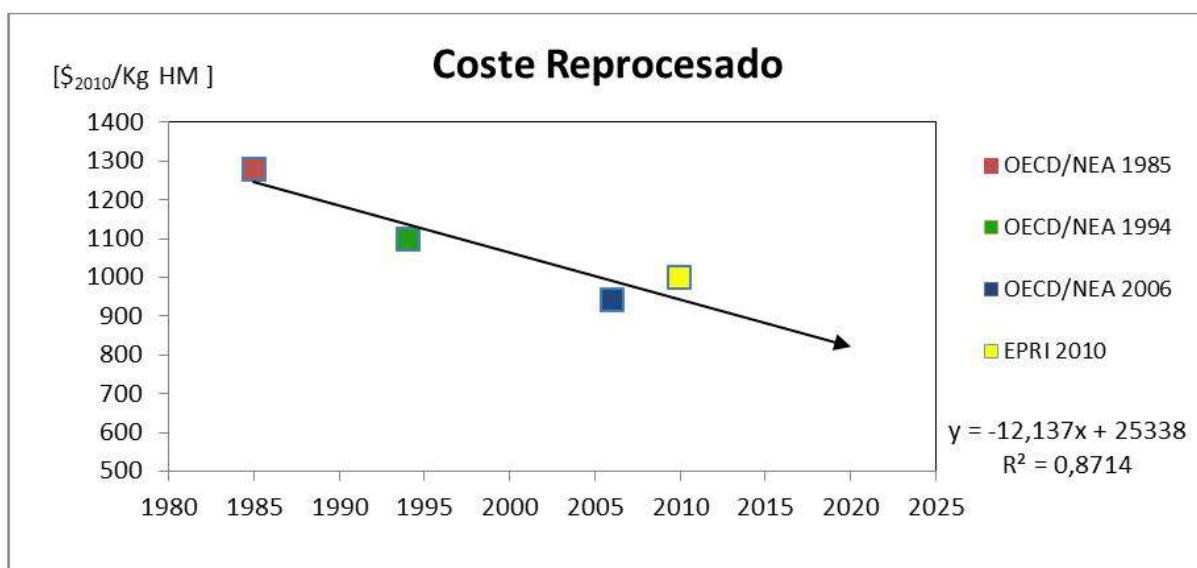
### 4.3.2. Reprocesado

En este análisis a la hora de establecer el coste unitario para el reprocesado utilizaremos estudios anteriores para poder extrapolar y establecer un coste de reprocesado por cada kilogramo de metal pesado (Kg HM) que ha sido extraído del reactor una vez el combustible ya ha sido utilizado. Esta metodología se lleva a cabo en otros estudios como es el caso de “An Economic Analysis of Select Fuel Cycles Using the Steady-State Analysis Model for Advanced Fuel Cycles Schemes (SMAFS)” EPRI 2010. En este proyecto esta manera de obtener el dato del coste unitario de reprocesado está justificada ya que el reprocesado no se realizaría en ningún caso en España y por tanto se requeriría un análisis sobre la planta de reprocesado en concreto que se sale fuera de los objetivos marcados para este proyecto.

Como se ha visto previamente en el Capítulo 3, Análisis de estudios previos, los distintos estudios analizados obtienen distintos valores y la disparidad es mayor cuando se comparan estudios de distintas regiones. Es por esto que para este estudio utilizaremos como principal referencia aquellos estudios Europeos que nos proporcionaran una mejor aproximación.

En la Figura fig:reprocesado se puede observar una gráfica en la cual están representados los valores nominales de costes establecidos por cada estudio para el reprocesado del combustible nuclear. Estos datos están actualizados al año 2010 para que puedan ser comparados. Esta actualización se ha realizado mediante el método CEPCI (Chemical Engineering Plant Cost Index), metodología explicada en el Capítulo 3.

Se puede observar una tendencia clara a la reducción de los costes del reprocesado que viene determinado por varios factores. Uno de estos factores es debido a que se va mejorando cada vez más en la pureza del uranio y plutonio recuperado en el reprocesado lo que hace que solo una fracción muy pequeña de estos elementos aparezca en los residuos que no son aprovechables y que posteriormente son vitrificados. El logro de la separación cada vez más exacta entre uranio y plutonio y los desechos tiene un efecto importante en el coste total del reprocesado. Luego parece factible que sin cambios drásticos en la tecnología utilizada durante el reprocesado sino mediante la optimización de las especificaciones del uranio y plutonio reprocesado y de los residuos no aprovechables se puedan lograr reducciones en el coste final del reprocesado y por tanto el precio al que se oferta el reprocesado sea menor.



**Figura 22.** Coste actualizado a \$<sub>2010</sub> del reprocesado del combustible nuclear según distintos estudios

Otro ámbito donde se puede lograr reducir los costes del reprocesado es en el área de gestión de residuos. Es decir reducir los residuos que se generan en este tipo de instalaciones gracias a la mejora y una mayor eficiencia en los procesos. También la mejora en los programas de mantenimiento y reducir los inventarios ayudan a reducir los costes. Por otro lado gracias a la experiencia se puede mejorar la productividad y con ello reducir costes unitarios ya que la mayoría de los costes son costes fijos.

Una vez visto que la tendencia observada en la gráfica está justificada podemos establecer una recta de interpolación lineal. Con esto lo que pretendemos es extrapolar los resultados de los distintos estudios a nivel Europeo y establecer el coste del reprocesado que para el año establecido como hipótesis en el cuál se inicia el reprocesado, año 2018, sería de 845,5 \$2010/Kg HM.

En este precio estimado para el reprocesado se incluyen los costes de la recepción y almacenamiento del combustible nuclear gastado durante el tiempo antes de que sea procesado. A continuación el coste del proceso de reprocesar dicho combustible lo cual supone la mayor parte de esa cifra. Una vez reprocesado y con respecto a los residuos que se obtienen los costes que están incluidos en los 845,5 \$2010/Kg HM son los siguientes. Para los residuos de alta actividad se incluye la vitrificación y almacenamiento interno hasta que son enviados de vuelta para su almacenamiento definitivo. Para los residuos de media actividad se incluye un encapsulamiento que no es necesario para los residuos de baja actividad y para ambos se incluye dentro del coste la gestión para su eliminación definitiva, lo cual supone sólo una pequeña parte del coste total del reprocesado.

### 4.3.3. Almacenamiento de residuos vitrificados

Tras el reprocesamiento los residuos de alta actividad son vitrificados. Estos residuos no tienen ninguna utilidad y por tanto habría que proceder a su almacenamiento definitivo. En el caso de España este almacenamiento definitivo no está proyectado y por otro lado ya está en fase de construcción el ATC. Es por esto que en este estudio se considerará, en el caso de la opción de reprocesado, que los residuos vitrificados procedentes del reprocesado se almacenarían en el ATC y posteriormente en un AGP para residuos vitrificados.

Hay que tener en cuenta que el ATC diseñado para España cuenta con una capacidad para unas 6700 toneladas de combustible gastado, que es aproximadamente la cantidad que se estima en este estudio que se producirá a lo largo de la vida de las CC.NN. en España. En el caso del reprocesado la parte que se vitrifica y se considera como residuo representa aproximadamente un 20 % del total del combustible gastado extraído de los reactores. Por lo tanto el coste asociado al almacenamiento temporal de los residuos vitrificados en el ATC será el proporcional a la capacidad ocupada con respecto a la capacidad total. Es decir, si el ATC está diseñado para 6700 toneladas y en el escenario que se plantea en este apartado tan sólo un 20 % del total del espacio disponible se utiliza, se considerará como gasto asociado al almacén temporal de residuos vitrificados un 20 % del coste total del ATC. Esto está justificado ya que la mayor parte de la capacidad del ATC estaría disponible y podría “alquilarse” o destinar esa capacidad extra para otro tipo de residuos.

Por lo tanto en este apartado se tiene en cuenta como coste el almacenamiento temporal en el ATC y el almacenamiento definitivo en un futuro AGP. En el caso del coste asociado al almacenamiento definitivo en el estudio “The Economics of the Nuclear Fuel Cycle” OECD 1994, se utiliza el valor nominal de 90 \$/KgHM extraído del reactor. Este dato está obtenido a partir de los resultados del estudio de la OCDE/NEA “Geological Disposal Costs”. En este estudio se muestran datos de varios países europeos para el almacenamiento definitivo de los residuos vitrificados. Se observa como para los países con mayor cantidad de combustible nuclear gastado y reprocesado (Francia e Inglaterra) estos costes son muy inferiores, con una media de 43,5\$<sub>1991</sub>/KgHM, a los de otros países (Suiza, Holanda, Bélgica) con una media de 269\$<sub>1991</sub>/KgHM y por tanto el volumen es un factor determinante a la hora de establecer este coste.

España se encontraría en una situación más parecida a el caso de países como Suiza, Holanda o Bélgica que al caso de Francia o Inglaterra aunque con una cantidad de combustible nuclear gastado algo mayor. Luego como valor nominal se utilizará la media de los países que son más parecidos y posteriormente en el análisis de sensibilidad se tendrá en cuenta que este valor puede ser algo inferior debido al factor del volumen a gestionar.

El valor considerado como válido en este estudio siendo actualizado a  $\$_{2010}$  asociado al almacenamiento definitivo de residuos vitrificados tras el reprocesamiento del combustible nuclear actualizado con una tasa de descuento del 5 % es de  $680\$/_{2010}/\text{KgHM}$  extraído del reactor.

En el caso del coste asociado al almacenamiento temporal el coste de construcción y puesta en marcha del ATC es de unos 1.000 millones de \$ y con unos costes estimados de operación de unos 5 millones de \$ al año durante los 60 años de funcionamiento. En el siguiente apartado, opción de almacenamiento definitivo, se entra más en detalle sobre el ATC y su funcionamiento pero como se ha mencionado en el caso de la opción de reprocesar se contará como coste sólo la parte proporcional de la capacidad ocupada frente a la capacidad total.

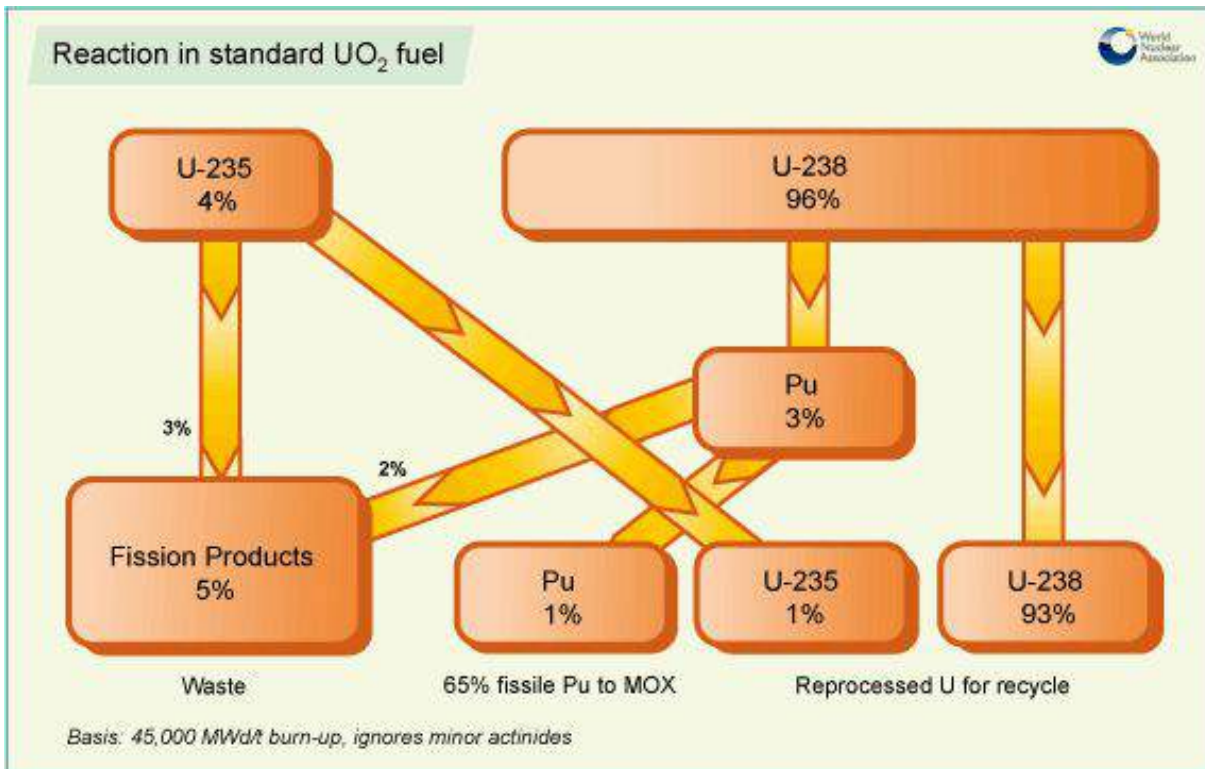
#### 4.3.4. Créditos del Uranio y del Plutonio

Como se ha descrito previamente en el Capítulo 2 tras la irradiación del combustible en el reactor nuclear se obtienen distintos isótopos de uranio y de plutonio además de otros productos de fisión. Los productos de fisión se tratan como desechos y el uranio y del plutonio son productos con valor. En este apartado se trata de establecer cuál es el valor unitario del uranio y del plutonio obtenido.

Como se aprecia en la siguiente figura el principal isótopo de uranio que encontramos una vez el combustible ha sido irradiado es  $^{238}\text{U}$  que se encuentra en una proporción mayor que al introducirse en el reactor con respecto al isótopo  $^{235}\text{U}$ . Es por esto que tras ser reprocesado se debe volver a enriquecer el uranio para volver a utilizarse en un reactor de agua ligera.

También aparecen nuevos isótopos de uranio que no estaban presentes en el combustible inicial como puede ser el  $^{232}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$  y  $^{236}\text{U}$  pero estos isótopos se encuentran en contenidos inferiores y por ello no son representados en la Figura 23. Sin embargo, el isótopo  $^{236}\text{U}$  aunque en contenido en masa es pequeño actúa como absorbedor de neutrones. Debido a este efecto el grado de enriquecimiento deberá ser mayor como se explicará más adelante. Este efecto implica que en el proceso de enriquecimiento de uranio reprocesado es necesario más trabajo separativo que en el proceso de enriquecimiento de uranio natural para compensar este efecto.

Como todos los otros elementos pesados el plutonio tiene un gran número de isótopos, que difieren en el número de neutrones en el núcleo. Existen 15 isótopos de plutonio y todos ellos son radiactivos ya que en cierta medida todos son inestables y debido a esto tienden a desintegrarse, esta desintegración emite partículas así como radiación gamma.



**Figura 23.** Transformación del Uranio inicial presente en el combustible [32]

Todos los isótopos del plutonio son fisionables con neutrones rápidos, pero únicamente dos de ellos son físi­les. Es decir solamente 2 de ellos el <sup>241</sup>Pu y sobretodo el <sup>239</sup>Pu son capaces de mantener una reacción en cadena con neutrones lentos, de baja energía. Éstos son los que tienen un papel más importante en reactores de agua ligera. Por ello a la hora de utilizar plutonio es necesario considerar la fracción que es físi­l. Esta fracción depende de la tasa de quemado en el reactor y del tiempo que transcurre desde que este combustible es extraído del reactor y es reprocesado.

Parte del plutonio que se genera se consume en el propio reactor siendo el responsable de parte de la generación eléctrica, aunque es variable cerca de un 25 % [3] de la energía generada en una central nuclear se debe al consumo de este plutonio generado.

#### 4.3.4.1. Uranio

Como se ha indicado para calcular el valor del uranio recuperado tras el reprocesado hay que tener en cuenta tanto la presencia de <sup>236</sup>U, que actúa como absorbedor de neutrones, como la presencia de <sup>232</sup>U y <sup>234</sup>U, ya que los productos generados a partir de estos isótopos emiten fuertemente radiación gamma. Por ello durante la fabricación del combustible a partir de uranio reprocesado se debe tener unas precauciones especiales lo cual incrementará su coste.



Al igual que otros estudios como es el caso de “The Economics of the Nuclear Fuel Cycle” OCDE 1994 se utilizará como referencia para el cálculo del valor del uranio reprocesado el método descrito en el Anexo H del estudio “Plutonium Fuel, An Assessment study” NEA 1989.

La metodología utilizada consiste en igualar el precio de combustible enriquecido a partir de uranio natural con el precio del combustible enriquecido a partir de uranio reprocesado. De tal forma que a partir de esta igualdad se obtiene el valor del uranio reprocesado.

El coste de combustible de uranio enriquecido a partir de uranio natural ( $CNU$ ) [\$/Kg]

$$CNU = C_{U3O8} \times F_{NU} + C_{UF6} \times F_{NU} + C_{SWU} \times S_{NU} + C_{UO2} \quad (16)$$

El coste de combustible de uranio enriquecido a partir de uranio reprocesado ( $CRU$ ) [\$/Kg]

$$CRU = C_{REC} \times F_{RU} + (C_{SWU} + \Delta C_{SWU}) \times S_{RU} + (C_{UO2} + \Delta C_{UO2}) \quad (17)$$

El precio del uranio reprocesado ( $C_{REC}$ ) [\$/Kg] se calcula despejando como se indica en la Ecuación 18.

$$C_{REC} = C_{U3O8} \times \frac{F_{NU}}{F_{RU}} + C_{UF6} \times \frac{F_{NU}}{F_{RU}} + C_{SWU} \times \frac{(S_{NU} - S_{RU})}{F_{RU}} - \Delta C_{SWU} \times \frac{S_{RU}}{F_{RU}} - \frac{\Delta C_{UO2}}{F_{RU}} \quad (18)$$

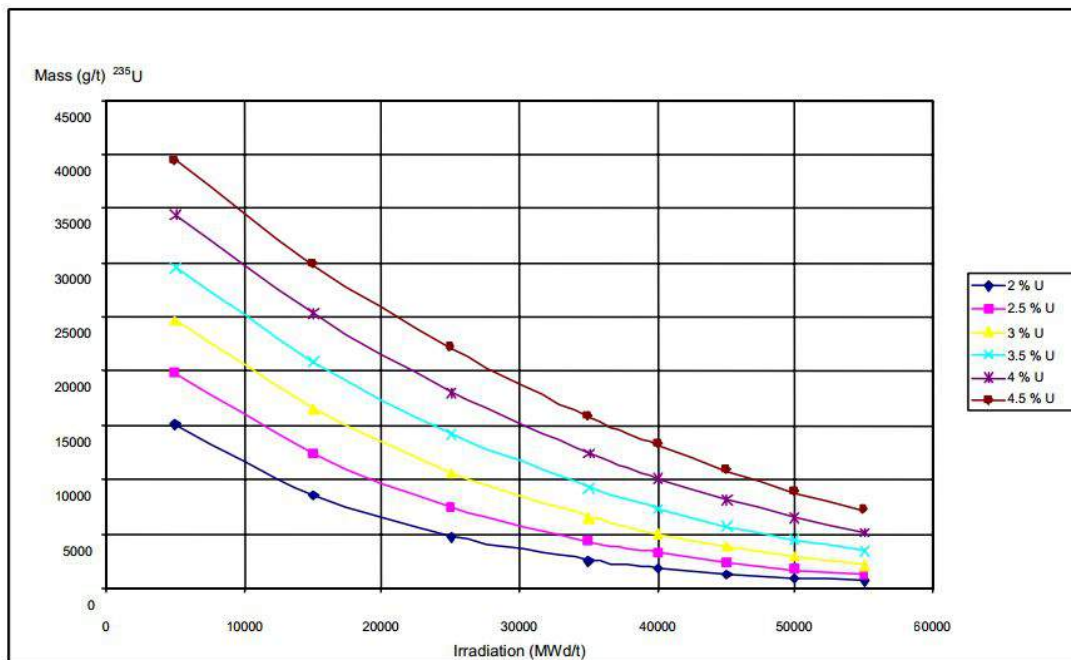
Donde:

$C_{U3O8}$	Precio del uranio natural
$C_{UF6}$	Precio de la conversión a $UF_6$
$C_{SWU}$	Precio del enriquecimiento
$\Delta C_{SWU}$	Coste extra por enriquecer uranio reprocesado
$C_{UO2}$	Precio de fabricación del combustible $UO_2$
$\Delta C_{UO2}$	Coste extra de fabricación del combustible $UO_2$ a partir de uranio reprocesado
$F_{NU}$	Requerimiento de uranio natural para obtener 1kg de uranio enriquecido
$F_{RU}$	Requerimiento de uranio reprocesado para obtener 1kg de uranio enriquecido
$S_{NU}$	Trabajo separativo para 1Kg de uranio enriquecido a partir de uranio natural
$S_{RU}$	Trabajo separativo para 1Kg de uranio enriquecido a partir de uranio reprocesado

Mediante la aplicación de este método el valor que se obtiene por cada Kg de uranio que ha sido reprocesado es de 143 \$/Kg U. Este es el valor nominal que se utiliza en este estudio como créditos del uranio reprocesado a la hora de evaluar la gestión del combustible gastado mediante el ciclo cerrado. A continuación se van detallando como han sido obtenidos los datos necesarios para realizar dicho cálculo.

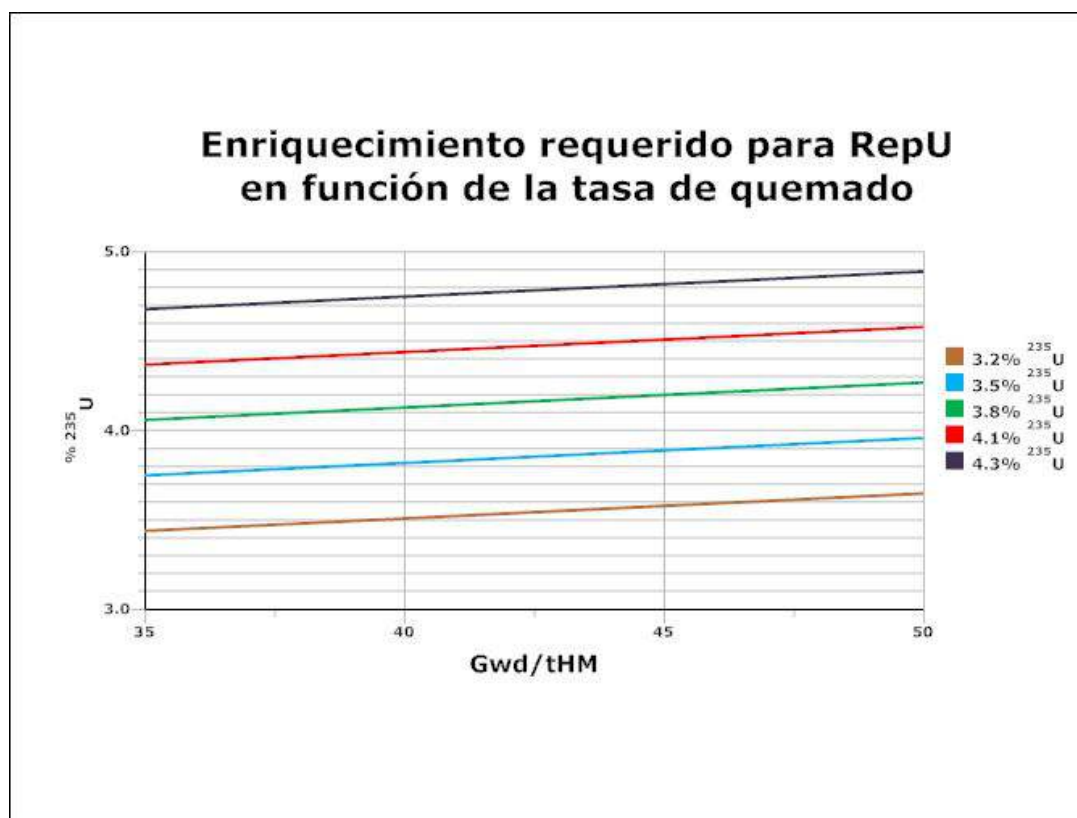
El uranio natural extraído directamente de las minas tiene un contenido medio del isótopo  $^{235}\text{U}$  de un 0.711 %. Esto es insuficiente para su uso en centrales nucleares de agua ligera como las existentes en España y por eso el uranio es enriquecido. El enriquecimiento del uranio utilizado por las centrales nucleares españolas es de alrededor de un 4.4 % [33]. Luego el porcentaje de del isótopo  $^{235}\text{U}$  en la corriente enriquecida durante el proceso de enriquecimiento a partir de uranio natural sería de 4.4 %. Por otro lado está la corriente agotada que suele tener un contenido de entre un 0.2 % y un 0.3 %. En este análisis se utilizará el valor de 0.25 %.

Para la concentración del isótopo  $^{235}\text{U}$  en el uranio reprocesado se utiliza la Figura 24. La gráfica tiene 2 entradas, la tasa de quemado y el enriquecimiento inicial del combustible utilizado. Como hemos indicado previamente en este estudio utilizamos el dato de enriquecimiento del 4.4 % de media. La tasa de quemado media de las centrales nucleares españolas es de 50.000 MWd/tHM. A partir de estos datos y la gráfica se obtiene el valor de 0.9 % de enriquecimiento para el combustible gastado recién extraído del reactor.



**Figura 24.** Contenido residual del isótopo  $^{235}\text{U}$  como función de la tasa de quemado dado un contenido inicial de  $^{235}\text{U}$  [34]

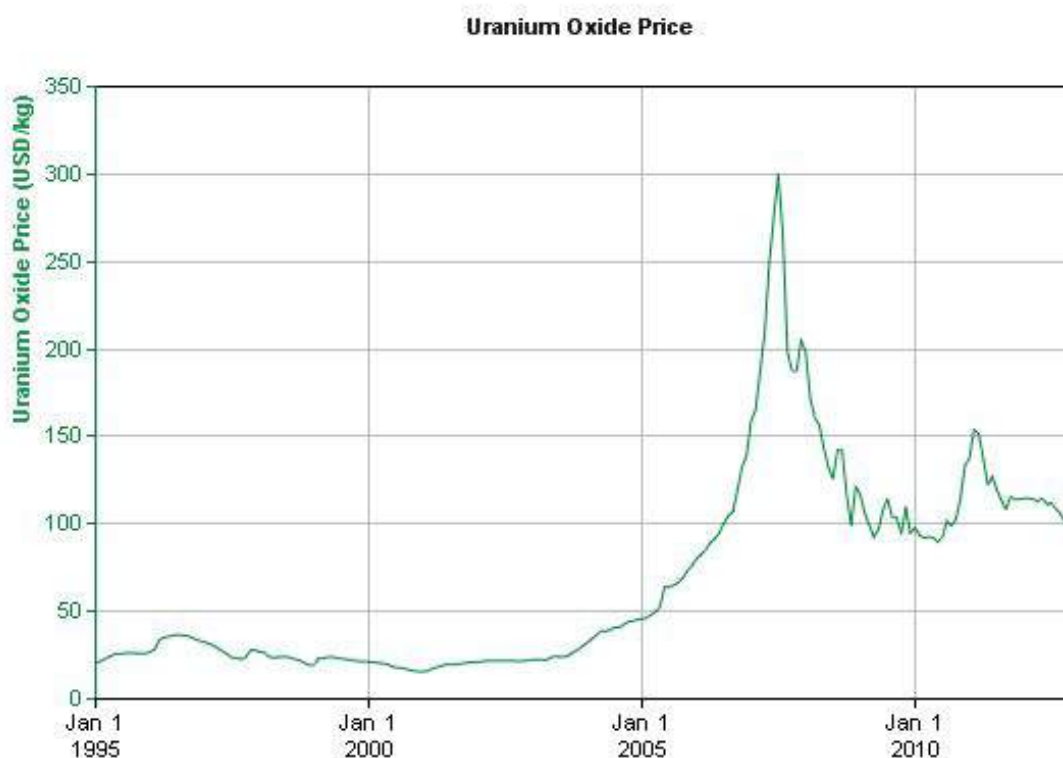
Como se ha indicado previamente debemos tener en cuenta la presencia del isótopo  $^{236}\text{U}$  que actúa como absorbedor de neutrones transformándose en  $^{237}\text{U}$  que tiene una vida muy corta y decae rápidamente en  $^{237}\text{Np}$ , que es un producto no fisil. Debido a esto el enriquecimiento debe ser mayor para compensar esta pérdida de actividad en el reactor. Para calcular cuánto mayor debe ser el enriquecimiento utilizamos la Figura 25. Con la tasa de quemado y el enriquecimiento que se debería tener con uranio natural (4.4 %) obtenemos el valor para uranio reprocesado y obtenemos un valor cercano al 5 %.



**Figura 25.** Enriquecimiento adicional para RepU basado en combustibles para LWR en función de la tasa de quemado [35]

A partir de estos datos podemos calcular los requerimientos de uranio natural y reprocesado para obtener 1Kg de uranio enriquecido. Con los datos anteriores se obtienen los valores de:  $F_{NU}=9.00\text{ Kg}$  y  $F_{RU}=7.31\text{Kg}$

En la Figura 26 podemos observar la evolución del precio del óxido de uranio desde 1995, para estimar el precio del uranio es importante ver valores históricos. Pero lo que realmente es útil es darse cuenta de la alta volatilidad del precio del uranio.



**Figura 26.** Evolución del precio del óxido de uranio [36]

En el estudio NEA 2006 se utiliza el mismo valor que en el estudio “The Economics of the Nuclear Fuel Cycle” OCDE 1994 que es un precio de 50\$/Kg U pero podemos observar que esta cifra no es válida actualmente para establecer un valor medio a largo plazo. En el estudio del BCG 2006 se utiliza el valor de 80.6 \$/Kg U (31\$/lb U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)<sup>23</sup> pero se recalca que el precio del uranio es uno de los dos factores más determinantes a la hora de comparar las estrategias de gestión del combustible nuclear gastado dada difícil estimación. Por su parte el EPRI en su estudio de 2010 “An Economic Analysis of Select Fuel Cycles Using the Steady-State Analysis Model for Advanced Fuel cycles Schemes (SMAFS)” utiliza como valor nominal 260\$/Kg U.

Para este análisis el valor nominal que se utilizará para el precio del uranio natural será de 125\$/Kg U aunque teniendo muy presente la alta volatilidad. Esto se verá reflejado en el próximo capítulo dedicado al análisis de sensibilidad e incertidumbre.

La conversión del uranio consiste en transformar el óxido de uranio natural en hexafluoruro de uranio. En el precio de esta conversión no se esperan cambios significativos y en el análisis histórico de precios se observa que es un proceso con un coste muy estable. Por tanto se utilizará

<sup>23</sup>1 Kg de U en U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> equivale a 2.599 lbs. de U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>.

el valor de 15\$/kg que es el valor nominal utilizado tanto en el estudio del EPRI 2010 como de la OCDE/NEA 2006.

El enriquecimiento de uranio es un componente significativo a la hora de calcular el coste total del ciclo del combustible. Existen tecnologías para estos procesos muy consolidadas como la difusión de gases y procesos de centrifugado. Es por esto que la introducción de nuevas tecnologías proporcionará mejor capacidad de enriquecimiento a precios menores debido a un menor consumo de energía.

El coste del servicio de enriquecimiento se suele expresar en lo que se denomina “Separative Work Units” (SWU). La cantidad de SWU necesitado para obtener una cierta cantidad de uranio al nivel de enriquecimiento dado viene dado según la siguiente fórmula:

$$S = (M_p \times V_p) + (M_t \times V_t) - (M_f \times V_f) \quad (19)$$

Donde  $M_p=1\text{kg}$  ya que es sobre lo que queremos calcular el coste. Es decir, queremos saber las SWU para obtener 1Kg de uranio enriquecido.  $M_f$  y  $M_t$  son la masa de uranio sin enriquecer y la masa de uranio empobrecido respectivamente. Los coeficientes  $V_p$ ,  $V_t$  y  $V_f$  se definen como se indica en la Ecuación 20, donde x representa los subíndices p, t y f.

$$V_x = (2 \times e_x - 1) \times \ln \frac{e_x}{(1 - e_x)} \quad (20)$$

Con esto obtenemos los siguientes valores para la cantidad de trabajo separativo (SWU). Para uranio natural  $S_{NU}=6.662$  y para uranio enriquecido  $S_{RU}=6.499$ .

Para establecer el coste del enriquecimiento en este estudio se utilizaran los datos del precio de mercado del enriquecimiento para el año 2007 que se situaban en 140 \$/SWU [37]. A partir de este dato se actualiza con una tasa del 5 % y obtenemos 162  $\$_{2012}$ /SWU. Como hemos indicado el coste de enriquecimiento es posible que se vea reducido, pero en este estudio se asumirá que los precios del enriquecimiento se mantendrán constantes.

En cuanto al coste extra necesario para enriquecer uranio reprocesado frente al uranio natural se asumirá como válido el dato proporcionado en NEA “Plutonium Fuel, An Assessment study” actualizado a  $\$_{2010}$ . En dicho estudio se toma el valor de 10 \$/SWU que actualizado con una tasa de descuento del 5 % son 25  $\$_{2010}$ /SWU que será el valor utilizado en este estudio.

La fabricación del combustible nuclear ( $UO_2$ ) se realiza en España en la planta de Juzbado perteneciente a la empresa ENUSA. Suministra a todas las centrales nucleares españolas excepto la C.N. de Trillo y exporta alrededor del 60 % de su producción. En el artículo “The Economics of the Nuclear Fuel Cycle” OCDE 1994 se utiliza el valor de 275 \$/Kg U para la fabricación del combustible nuclear y un coste extra por fabricar combustible a partir de uranio reprocesado de 30 \$/Kg.

Por su parte el estudio de la OCDE/NEA 2006 utiliza el valor de 250 \$/Kg U con lo cual se observa una tendencia a la baja del coste de fabricación. En este estudio se utilizará el valor de 250 \$<sub>2010</sub>/Kg U como valor nominal de fabricación del combustible nuclear. Para el coste extra por fabricar combustible a partir de uranio reprocesado se utiliza en este estudio el dato del estudio de OCDE 1994 actualizado con una tasa de descuento de 5 % obteniéndose como valor nominal para este estudio 75 \$<sub>2010</sub>/Kg.

#### 4.3.4.2. Plutonio

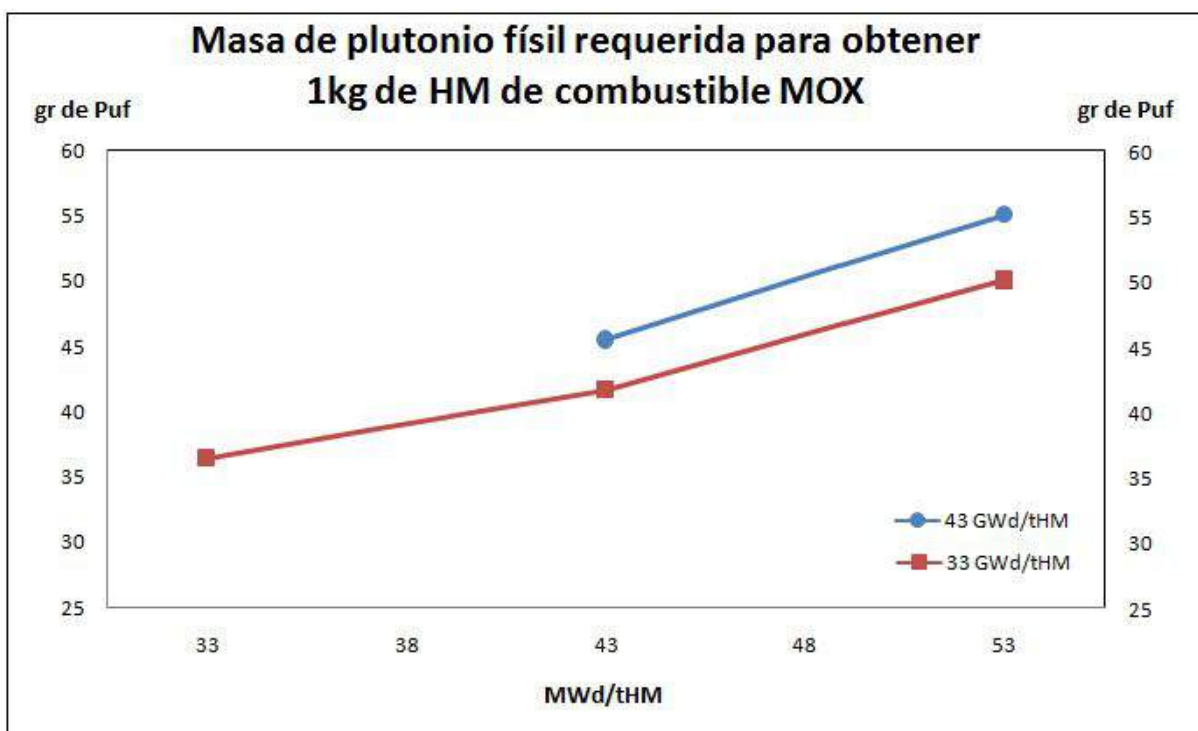
En este estudio para calcular los créditos del plutonio se utilizará el denominado método de la indiferencia (Indifference method). Este método es el utilizado en estudios de la OECD “The Economics of the Nuclear Fuel Cycle” 1985 y 1994. Este método consiste en establecer el punto de equilibrio económico entre el combustible MOX y el combustible procedente de uranio natural. Existe otro método propuesto por el estudio “Plutonium Fuel, An Assessment” NEA 1989 que está basado en el concepto de “free plutonium”.

El grado de enriquecimiento de plutonio en el combustible MOX depende de la composición del combustible requerido en el reactor y de la tasa de quemado. A partir de la Tabla 1 (a) y (b) del estudio NEA “Plutonium Fuel, An Assessment” (para consultar ver Anexo 1) que nos proporciona la composición isotrópica para una tonelada de fuel con plutonio procedente de combustible gastado de óxido de uranio en un reactor de 33.000 MWd/tHM y otro de 43.000 MWd/tHM podemos obtener los datos para representar la Figura 27<sup>24</sup>. A partir de esta gráfica podemos estimar que la cantidad en peso requerida para obtener 1kg de HM de MOX es de 52 gr de Puf<sup>25</sup> para un reactor de 50.000 MWd/tHM.

---

<sup>24</sup>Representar a partir de dichas tablas gráficas para poder conocer la cantidad de Puf necesario en el combustible MOX se realiza también en el artículo OCDE “The Economics of the Nuclear Fuel Cycle” 1994. La diferencia es que en este estudio se utilizan los datos para un combustible almacenado 10 años y no 4 ya que en nuestro estudio asumimos que se empieza a reciclar primero el combustible más antiguo.

<sup>25</sup>Por falta de datos de la composición isotrópica de combustible procedente de un reactor de 50.000 MWd/tHM se calcula como si el origen del combustible gastado fuese un reactor de 43.000 MWd/tHM.



**Figura 27.** Masa de Pu físil necesaria para obtener 1kg de combustible MOX

Se asume que el coste de la segunda parte del ciclo (una vez extraído del reactor), es decir, el coste de la gestión para ambos combustible  $UO_2$  y MOX es la misma y por tanto el valor del plutonio se obtiene de la diferencia en los costes de la primera parte del ciclo. En la tabla 14 se pueden ver tanto los costes unitarios como los resultados.

**Tabla 14.** Créditos del plutonio con los valores nominales

	UO2 fuel [1Kg]		MOX fuel [1Kg]	
	Coste unitario	Cantidad	Coste unitario	Cantidad
<b>Adquisición del uranio</b>	125\$	9,00Kg	125\$	0,92Kg <sup>26</sup>
<b>Conversión</b>	15\$	9,00Kg	15\$	0,92Kg
<b>Enriquecimiento</b>	162\$	6,66 SWU	14\$	
<b>Fabricación</b>	250\$	1Kg	1520\$	1Kg
<b>TOTAL</b>	2589\$		1649\$	
<b>Ahorro</b>			940\$	
<b>Gramos de Puf</b>			52gr	
<b>Valor del plutonio</b>			<b>18\$/gr</b>	

<sup>26</sup>De las tablas (Anexo Cálculos 1) el porcentaje de Puf es del 65.27 %.

En el apartado anterior, Créditos del Uranio, se ha explicado la obtención de los costes de la primera parte del ciclo para el combustible  $UO_2$ . Para el coste de la fabricación de combustible MOX utilizaremos el dato que proporciona el estudio de la NEA 2006 que establece un coste de fabricación de 1250\$/KgHM. Actualizando este dato con una tasa de descuento del 5 % se obtiene 1520\$/KgHM que será el dato utilizado en este análisis como valor nominal.



## 4.4. Opción ciclo abierto

En esta sección se analiza el coste que supone la gestión del combustible nuclear gastado en España asociado a una gestión de ciclo abierto. Este supuesto de ciclo abierto es el utilizado en el VI PGR por ENRESA. Al igual que en el caso anterior la cantidad total de combustible gastado que se debe gestionar es de 6676 tHM, como viene definido en la Sección 4.1, Panorama español.

En este escenario el combustible gastado en las Centrales Nucleares españolas tras permanecer almacenado cierto tiempo en las piscinas de las mismas sería transportado para su almacenamiento temporal en el ATC. Dicho ATC ya está en fase de construcción, en este estudio se utilizará como año de entrada en funcionamiento el año 2020. Se espera que el ATC esté en funcionamiento durante unos 60 años. Tas este periodo se debe trasladar el combustible gastado y ya con unos niveles de radiación muy inferiores a un repositorio o AGP. Dicha instalación no está proyectada en España todavía pero en este estudio se asumirá que su construcción comienza 15 años antes del cierre del ATC.

A continuación se detalla la obtención de los costes unitarios para los componentes del *back-end* del ciclo del combustible nuclear que se incurren en esta opción.

### 4.4.1. Transporte

En el caso de España el transporte se haría por carretera siguiendo la normativa según el “Acuerdo Europeo para el Transporte de Mercancías Peligrosas por Carretera” (ADR) y la guía de seguridad del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA). Al igual que en el caso anterior, la opción de ciclo cerrado, es complicado establecer cuál es el coste del transporte ya que depende de las diferentes ofertas que se puedan tener según la cantidad u otros parámetros. Es por esto que se utilizarán datos de informes a nivel Europeo para establecer el coste del transporte.

En el estudio de la OCDE 1994 “The Economics of the Nuclear Fuel Cycle” se presentan 3 casos distintos: el caso de Suecia, Estados Unidos y Alemania. Entre ellos existen diferencias bastante significativas y es por ello que en vez de hacer una media nos debemos basar en uno de ellos, aquel con la situación más similar a la de España, como el caso de referencia. En el estudio de la OCDE se escoge el caso de Suecia como referencia a la hora de establecer los costes relacionados al almacenamiento definitivo. Sin embargo, para este estudio en el apartado del transporte parece más coherente escoger el caso de Alemania donde el transporte es terrestre y no como el caso de Suecia en el que se plantan costes de transporte marítimo (750km) y coste de transporte ferroviario (200km).

Los datos sobre el caso de Alemania fueron obtenidos de una publicación alemana denominada “Systemanalyse Mischkonzept” 1989 que considera unos costes de alrededor de los 60\$<sub>1991</sub> por kg transportado. Vemos como este dato es del orden del utilizado para transportar el combustible a la planta de reprocesado (50\$<sub>1991</sub> por kg transportado) así que para que la comparación entre ambas alternativas (ciclo abierto y ciclo cerrado) sea lo más exacta posible utilizaremos el mismo dato para transportar el combustible gastado de las CC.NN. al ATC en la opción de almacenamiento definitivo que para transportar el combustible gastado de las CC.NN. a la planta de reprocesado. Para ello en este estudio como se ha indicado en el apartado de la opción de reprocesado se utilizará como valor nominal 50\$<sub>2010</sub> por kg transportado.

#### 4.4.2. Almacenamiento Temporal

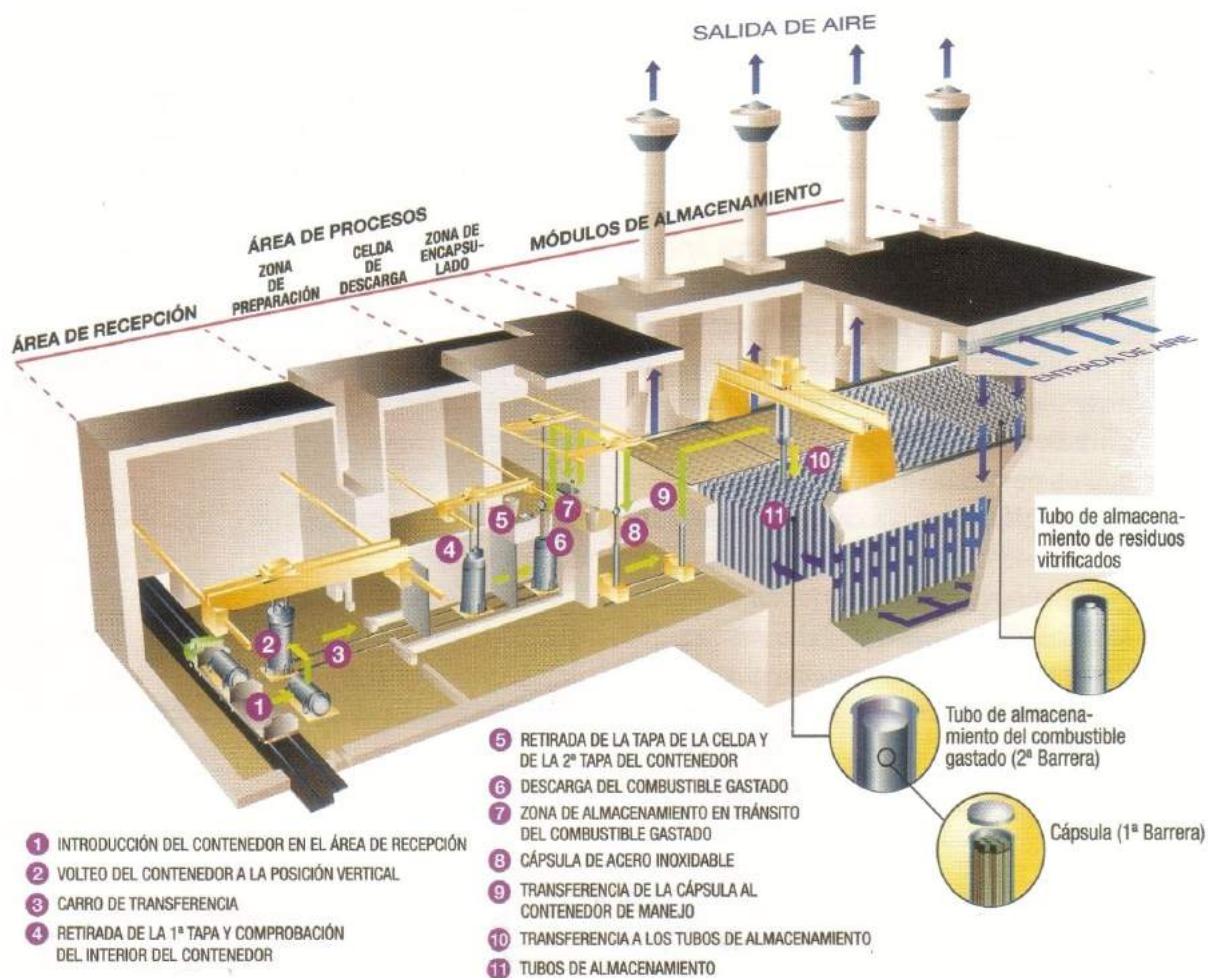
Una vez el combustible nuclear ha sido utilizado se almacena en las piscinas refrigeradas que las propias instalaciones nucleares tienen para este propósito. El objetivo es enfriar el combustible nuclear que sigue emitiendo grandes cantidades de calor. El combustible gastado debe permanecer varios años (30-50) almacenado hasta que reduzca su temperatura y radiactividad lo suficiente y se pueda proceder a su almacenamiento definitivo.

Sin embargo, las Centrales Nucleares una vez cesan su actividad deben ser desmanteladas para evitar riesgos. En España según se indica en el VI PGRR del 2006 el desmantelamiento total (Nivel 3) de las CC.NN. actualmente activas debe iniciarse 3 años después de su parada. Debido a los inconvenientes que tendría tener varias piscinas repartidas por el territorio español enfriando el combustible nuclear se ha decidido, al igual que en otros países, centralizar y gestionar el almacenamiento temporal del combustible usado en España en un ATC.

Como se indicó previamente el ATC ya está proyectado y para este estudio se utilizará como fecha de entrada en funcionamiento el año 2020 y un tiempo de funcionamiento de 60 años como está previsto. La instalación tiene el espacio suficiente para almacenar todo el combustible generado por las CC.NN. españolas así como todos los residuos de alta actividad. En la figura 28 puede observarse el diseño de cómo funcionará dicha instalación. Este almacén se dispone en superficie y almacenará en seco mediante un sistema de espacios modulares.

El ATC cuenta con un gran número de ventajas frente al almacenamiento en las piscinas de las centrales nucleares. Estas ventajas tanto estratégicas como económicas son:

- Reducción del número de instalaciones nucleares
- La centralización hacen que se optimicen los recursos (humanos, económicos, etc.)
- Este tipo de instalación ha sido probada y está en funcionamiento en otros países
- Permite un mayor desarrollo tecnológico antes de tomar una medida definitiva



**Figura 28.** Funcionamiento del ATC. [Fte. ENRESA]

Por otro lado existen una serie de factores que pueden considerarse en su contra con respecto al almacenamiento en las piscinas como puede ser la necesidad del transporte. También otro inconveniente es que retrasa la decisión final de la gestión de los residuos nucleares lo cual parece importante para poder establecer una política de generación de energía eléctrica a partir de energía nuclear en España.

En este proyecto se asume que el ATC tendrá un coste de capital de 1.000 millones de \$ y un coste de operación durante los 60 años estimados de funcionamiento de 5 millones de \$ al año.

### 4.4.3. Almacenamiento Definitivo

En este apartado se trata de establecer el coste del almacenamiento definitivo del combustible nuclear gastado en España. En este estudio se utilizará como referencia la publicación de la OCDE de 1993 “The Cost of High Level Waste Disposal in Geological Repositories”. En esta publicación se entra en detalle sobre las estimaciones de los costes del almacenamiento definitivo del combustible nuclear en depósitos geológicos.

En el mencionado estudio para el caso de España se consideran dos tipos de depósitos según el lugar de su localización este formado por rocas ígneas (granito) o rocas salinas. Para cada uno de ambos posibles AGP se establece un diseño y unos costes asociados a dicho diseño. También se encuentran incluidos los costes de encapsulamiento para su almacenamiento definitivo.

El diseño para el caso de asumir un AGP situado en roca granita sería un almacén de combustible nuclear a una profundidad de unos 500 m. Consistiría en una serie de galerías dispuestas en paralelo con sus correspondientes túneles de transporte y zonas de servicios. El acceso a las galerías sería mediante una rampa. Las galerías serían rellenas con contenedores de acero y bentonita<sup>27</sup> como material de relleno o amortiguación entre los distintos contenedores. Una vez que el lugar haya sido completamente llenado con los contenedores se procedería al sellado de todas las aberturas que quedasen con una mezcla de arena y bentonita.

En el caso de llevarse a cabo el almacén en rocas salinas el depósito se haría algo más profundo, alrededor de los 800 m de profundidad. El diseño del almacén sería un diseño muy similar a aquellos desarrollados para las rocas ígneas. Estaría formado por galerías de depósitos paralelas junto con túneles de transporte y áreas de servicio. Los contenedores con el combustible ya adecuadamente encapsulado serían almacenados horizontalmente en las galerías. Sin embargo, la diferencia estaría en la entrada a las galerías que no sería mediante una rampa sino mediante un pozo similar al de algún tipo de minas. El material de relleno sería el propio material escavado, es decir, rocas salinas. Y para finalmente sellar las aberturas se utilizaría una mezcla de cemento y rocas salinas.

El coste actualizado, con una tasa de descuento del 5 %, a  $\$_{2010}$  para cada una de las dos opciones que se plantean es: 905  $\$_{2010}/\text{Kg}$  para la opción de situarlo en rocas salinas y 1087  $\$_{2010}/\text{Kg}$  para el caso de rocas graníticas. En este estudio utilizaremos como valor nominal la media de ambos obteniendo un valor de 996  $\$_{2010}/\text{Kg}$ .

---

<sup>27</sup>Un tipo de arcilla de grano muy fino que contiene bases y hierro. Es utilizada en construcción como material de cimentación y sellado.

En el estudio “The Cost of High Level Waste Disposal in Geological Repositories” se observan grandes diferencias entre las estimaciones de los costes de almacenamiento definitivo dependiendo del país para el cual está calculado. Esto es debido principalmente a cuestiones de escala. Es decir aquellos con grandes volúmenes que gestionar obtienen valores considerablemente inferiores, un claro ejemplo es Estados Unidos cuyo coste estimado es casi la cuarta parte que para el caso de España.

Esto se tendrá en cuenta en las conclusiones ya que no resulta del todo ilógico que en el momento en que varios países decidan construir su AGP se den cuenta de que los beneficios de hacer uno sólo agrupando varios países son muy positivos, al menos desde un punto de vista económico.

## 4.5. Resultados

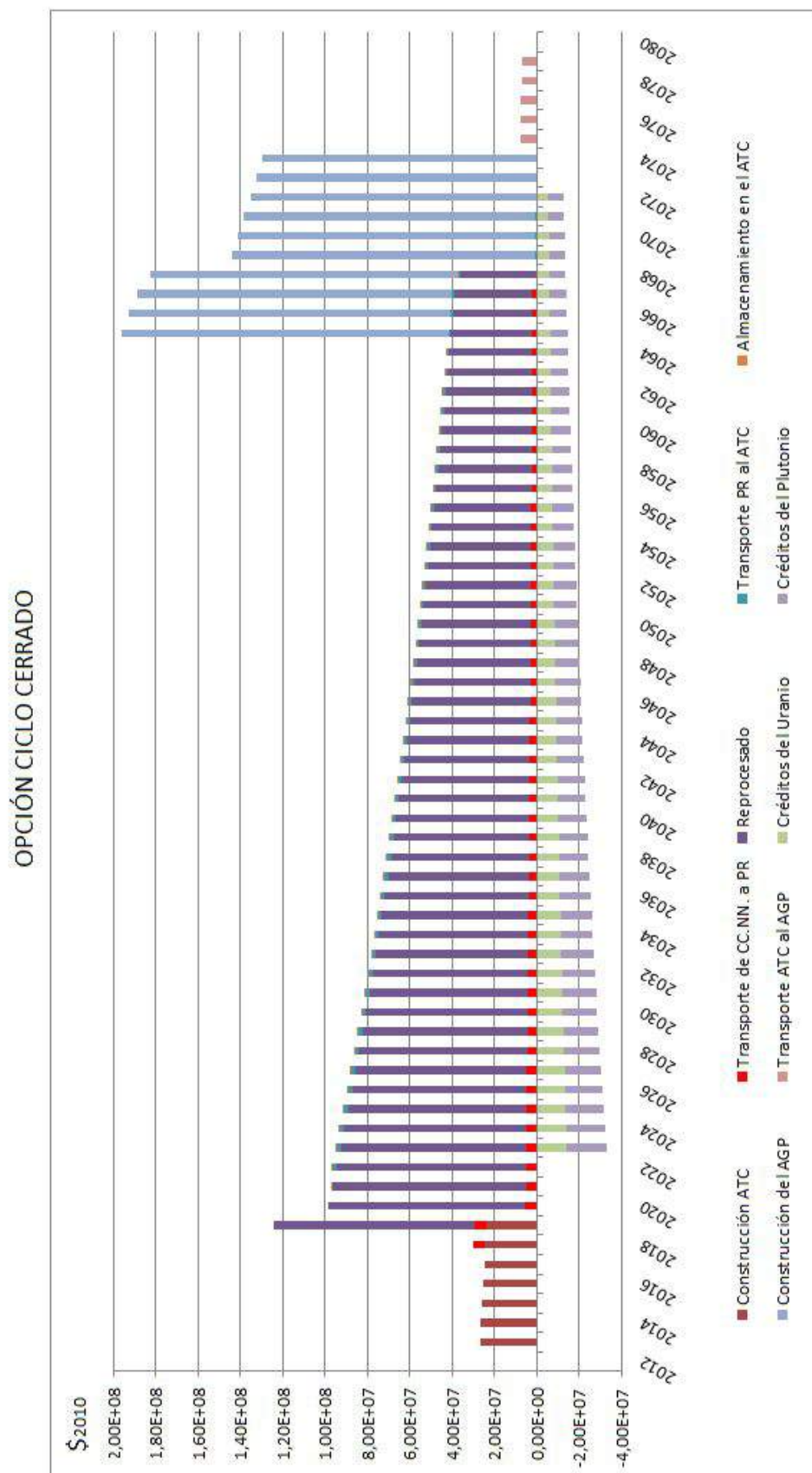
Se ha explicado a lo largo de este capítulo el modelo utilizado para calcular los costes según cada una de las dos alternativas así como la procedencia de aquellos valores unitarios que son necesarios para aplicar el modelo. En esta sección se muestra cuáles han sido los resultados de cada una de las dos alternativas que se han planteado.

En caso del ciclo cerrado, o ciclo con reprocesamiento, el coste obtenido en este proyecto para la gestión del combustible nuclear gastado es de 582 \$<sub>2010</sub> por cada Kg de metal pesado extraído del reactor tras su irradiación. La distribución de los costes a lo largo del periodo considerado para proceder a la gestión de los residuos puede observarse en la Figura 29.

Para el caso de la gestión del combustible nuclear mediante el ciclo abierto, o ciclo con almacenamiento definitivo, el coste obtenido en este proyecto es de 533 \$<sub>2010</sub> por cada Kg de metal pesado extraído del reactor tras su irradiación. Los costes anuales en los que se incurre según el escenario planteado en este capítulo puede observarse en la Figura 30.

Por lo tanto el coste de la gestión del combustible gastado mediante la opción de ciclo cerrado es un 9,2 % mayor que en el caso de la gestión mediante un ciclo abierto. Otro aspecto a tener en cuenta es que en la opción de ciclo cerrado los costes se distribuyen de manera más uniforme mientras que en la opción de ciclo abierto hay dos periodos, el inicial y el final, con un gasto mucho mayor. Debido a esto la financiación sería diferente para cada una de las alternativas y se requería un análisis financiero el cual no es uno de los objetivos de este proyecto.

Como se ha ido indicando a lo largo de este capítulo hay ciertos costes que son susceptibles de sufrir modificaciones considerables dada su variabilidad o dado el largo periodo de tiempo que se está considerando en este proyecto. Debido a esto se hace necesario llevar a cabo ciertos análisis para determinar cuál puede ser esta variabilidad y sobretodo proporcionar un rango de valores del coste de la gestión para cada alternativa con una determinada probabilidad para poder establecer unas conclusiones más sólidas. Esto se lleva a cabo en el siguiente capítulo.



**Figura 29.** Distribución de costes para la opción de Ciclo Cerrado

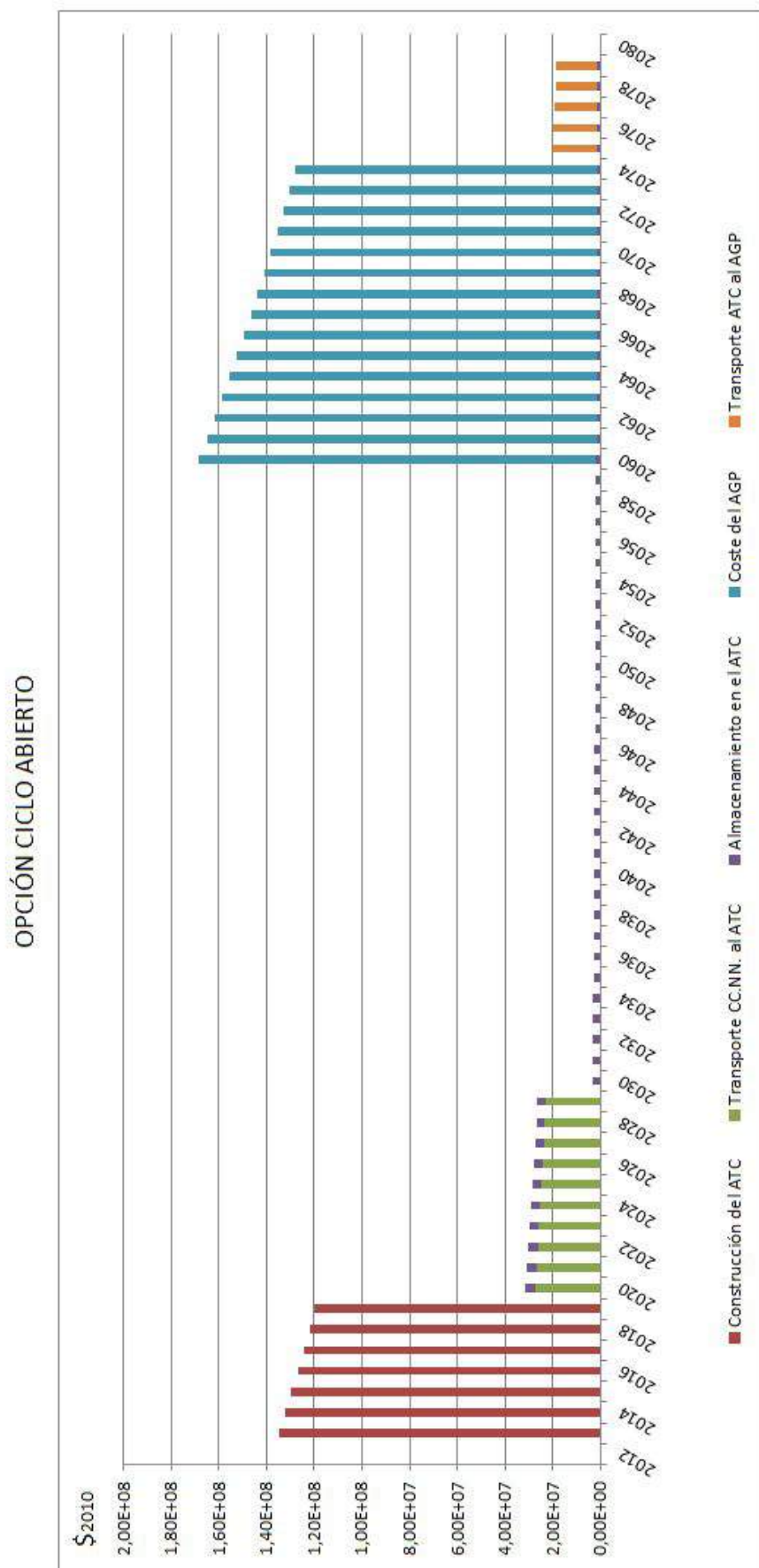


Figura 30. Distribución de costes para la opción de Ciclo Abierto



## Capítulo 5

# Análisis de incertidumbre y análisis de sensibilidad

ESTE capítulo tiene como objetivo analizar el modelo económico propuesto en el capítulo anterior para la gestión del combustible nuclear gastado en España. Se analizará desde dos puntos de vista, primero se mostrará un análisis de incertidumbre y posteriormente un análisis de sensibilidad. Llevar a cabo este tipo de análisis es fundamental a la hora de explicar los resultados obtenidos mediante el modelo anterior ya que lo que se pretende no es dar un valor concreto de coste para cada una de las dos alternativas sino ver en que rango de valores de coste se sitúa cada una de estas alternativas y ver cuáles son los factores que más afectan a los resultados para ver como la variabilidad de estos puede afectar a que una u otra alternativa salga beneficiada con respecto a la otra.

Esto es así ya que dar un valor concreto para cada alternativa y que sea muy preciso es muy complicado por el gran número de factores que intervienen y por la escala de tiempo que se analiza en el modelo. A lo largo de periodo de tiempo tan largos hay muchos factores que pueden afectar a que los resultados a partir de los valores nominales se vean modificados.

El primero de estos análisis, el análisis de incertidumbre, se considera muy importante ya que los datos que se utilizan como valores nominales para el estudio son susceptibles de cambiar como ya se mencionó previamente. En algunos datos esta variabilidad puede ser mayor que en otros por diversos motivos, en el apartado que se muestra a continuación se irán detallando. El resultado es un rango de posibles valores para cada una de las dos alternativas en vez de los valores concretos que se obtienen a partir de los valores nominales mostrados al final del capítulo anterior.

El segundo análisis, el análisis de sensibilidad, trata de mostrar cuales son los factores más determinantes a la hora de establecer el coste de la gestión del combustible nuclear y como su variación hace que el coste de cada alternativa se vea aumentado o reducido y en qué cantidad.

## 5.1. Rango de valores unitarios

En esta sección se procede a definir cuáles son los valores máximos y mínimos que pueden alcanzar las principales variables utilizadas en el modelo. Estos valores son necesarios para los dos tipos de análisis que se llevan a cabo de este capítulo y son los que se definen a continuación.

Costes relacionados con el Almacén Temporal Centralizado. En el modelo se tiene en cuenta el coste de construcción del ATC así como el coste de operación anual. Con respecto al coste del ATC el valor nominal utilizado son 1000 millones de \$. Para los datos de valor mínimo y valor máximo se utilizarán los datos 950 y 1250 millones \$ respectivamente. Para el coste de operación anual el valor nominal utilizado es de 5 millones de \$/año. En este estudio se utilizan como valores máximo y mínimo 10 millones y 4 millones \$/año respectivamente.

Costes relacionados con el transporte. En este caso tenemos dos tipos de costes, los asociados al transporte del combustible nuclear gastado y los asociados, en el caso del reprocesado, a los residuos vitrificados. Para el transporte del combustible gastado en este estudio se utiliza el valor nominal de  $50\$_{2010}/\text{KgHM}$ . Se utiliza el mismo valor ya sea el transporte desde las CC.NN. al ATC como posteriormente del ATC al AGP en el caso de almacenamiento definitivo, como para el transporte desde las CC.NN. a la planta de reprocesado en el escenario de que se reprocese el combustible gastado. Para los valores máximo y mínimo se utilizarán los mismos valores utilizados por el estudio NEA 2006 sin actualizar ya que como se indicó en el Capítulo 4 los datos del coste del transporte siguen vigentes y son perfectamente aplicables actualmente. Por lo tanto se utilizan los valores de  $40\$_{2010}/\text{KgHM}$  y  $60\$_{2010}/\text{KgHM}$ .

Para el caso del transporte de residuos vitrificados el dato fue obtenido del estudio del BCG 2006 y se utilizaba para este estudio con un valor nominal de  $20\$_{2010}/\text{KgHM}$ . Como se había mencionado este dato era para el escenario de EE.UU. y por tanto para el caso de España podría ser algo inferior por esto los límites que se utilizarán en este estudio son  $25\$_{2010}/\text{KgHM}$  y  $10\$_{2010}/\text{KgHM}$ .

Costes relacionados con el almacenamiento definitivo. Para la opción de ciclo abierto el coste del AGP se había establecido en  $996\$_{2010}/\text{KgHM}$  procedente de la media actualizada de dos casos para España expuestos en el estudio de la OCDE/NEA “Geological Disposal Costs”. Como valor máximo se utilizará el caso con el coste más elevado de los dos que aparecen en el estudio mencionado actualizado más un 10 % ya que cada estudio tiene sus propia variabilidad obteniéndose el valor de  $1196\$_{2010}/\text{KgHM}$ . Como valor mínimo se utilizará el caso con el coste inferior de los dos que aparecen en el estudio de la OCDE/NEA mencionado actualizado y menos un 10 %, por la propia variabilidad que pueda tener el estudio, obteniéndose un valor de  $815\$_{2010}/\text{KgHM}$ .

Además en este proyecto se quiere mencionar el dato actualizado con la misma tasa de descuento para el estudio de EE.UU. que es de  $263\$/_{2010}/\text{KgHM}$ . Esto se hace para ver cómo afecta el factor del volumen en el coste final de la gestión del combustible nuclear y poder obtener ciertas conclusiones a partir de estos datos.

Para la opción de reprocesado tenemos el coste del AGP para los residuos vitrificados. Como valor nominal se había utilizado  $680\$/_{2010}/\text{KgHM}$  pero ya se mencionó que este valor podría ser demasiado elevado. Como valor mínimo se utilizará la media entre la media de los países con más cantidad de combustible gastado generado y la media de aquellos con menos cantidad de combustible gastado generado a partir de los datos del estudio “Geological Disposal Costs” de la OCDE/NEA. Actualizando ese valor se obtiene un coste de  $395\$/_{2010}/\text{KgHM}$ .

De igual manera que en caso del AGP para la opción de almacenamiento definitivo se quiere mencionar en este estudio el caso actualizado para un país con mayor volumen de generación de residuos, en este caso Inglaterra, para ver cómo afecta el factor volumen, dicho dato actualizado es de  $60\$/_{2010}/\text{KgHM}$ . Como valor máximo se utilizará un 10 % más que el utilizado como valor nominal,  $748\$/_{2010}/\text{KgHM}$ .

Coste asociado al reprocesado del combustible nuclear. El valor nominal para este dato en este estudio es de  $845.5\$/_{2010}/\text{KgHM}$  obtenido a partir de la tendencia de estudios anteriores para Europa como se explicó previamente. Como límite inferior se usa en este estudio  $700\$/_{2010}/\text{KgHM}$  que es el valor usado como límite inferior en el estudio del EPRI 2010. Como valor máximo se utilizará  $1000\$/_{2010}/\text{KgHM}$  que es el valor nominal utilizado en el estudio del EPRI 2010.

Costes relacionados con la primera parte del ciclo que afectan a los créditos del Uranio y del Plutonio. Para aquellos costes utilizados para obtener el valor de los créditos del Uranio y del Plutonio, explicado en la Sección 3 del Capítulo 4, se utilizará unos valores máximos y mínimos de más y menos 10 % del valor nominal respectivamente. Con la excepción del coste del Uranio debido a la alta volatilidad de su coste. Como valor nominal para este estudio se utiliza el valor de  $125\$/_{2010}/\text{KgU}$ . Como valor mínimo se utilizará el valor utilizado como valor nominal en el estudio OCDE/NEA 2006 de  $50\$/_{2010}/\text{KgU}$  y como valor máximo  $175\$/_{2010}/\text{KgU}$  que observando la Figura 26 en del Capítulo 4 parece un valor razonable como límite superior.

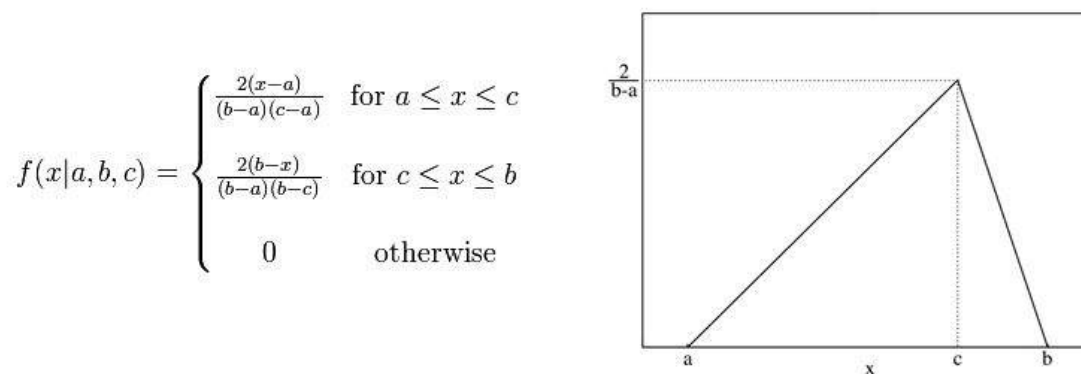
## 5.2. Análisis de incertidumbre

El análisis de incertidumbre que se presenta a continuación trata de dar un rango de valores para el coste de cada una de las dos alternativas planteadas en el Capítulo 4 para la gestión del combustible nuclear gastado. Para ello se utilizará el denominado Método de Monte Carlo.

El Método de Monte Carlo es una técnica numérica para calcular probabilidades a partir de secuencias de números aleatorios. Este método genera muestras aleatorias a partir de una distribución conocida y se basa en la Ley de los grandes números que asume que con una gran cantidad de muestras se conseguirá una muy buena aproximación de la distribución deseada. Es decir, para el modelo presentado en el Capítulo 4 para los valores unitarios en vez de utilizar un valor nominal, como se realizó previamente, utilizamos una determinada distribución de probabilidad de tal forma que se generan números aleatorios de acuerdo a esa distribución.

El modelo realiza las mismas operaciones que en el caso de los valores nominales pero en este caso con valores aleatorios generados según una determinada distribución. Tras un gran número de iteraciones se obtiene una distribución de probabilidad del coste final para cada una de las dos alternativas como se muestra más adelante.

En este estudio a la hora de hacer el análisis de incertidumbre se asumirá que los costes unitarios tienen una distribución triangular<sup>28</sup>. La distribución triangular se caracteriza por ser una función continua con un límite inferior  $a$ , una moda  $c$  y un límite superior  $b$ , como puede observarse en la Figura 31.

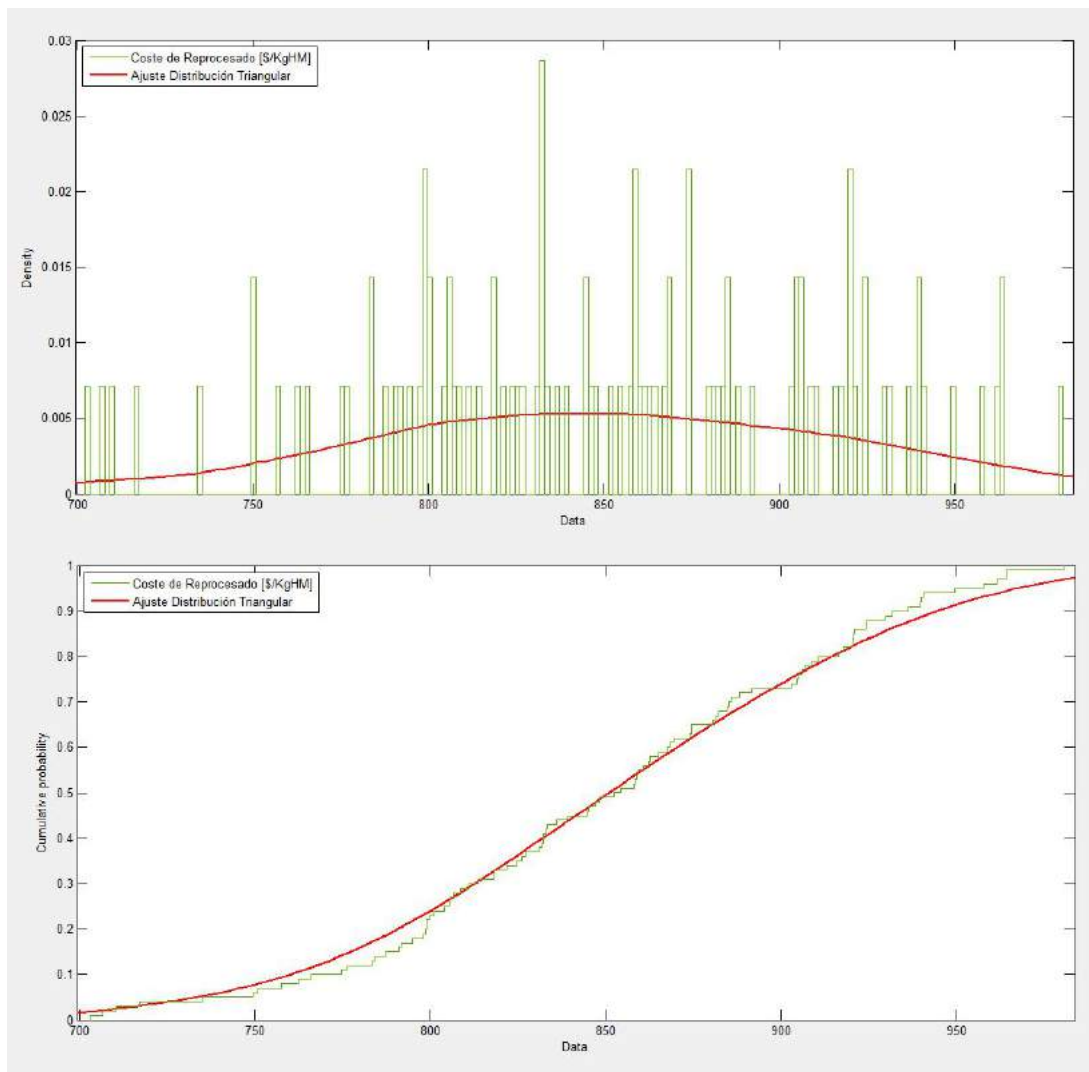


**Figura 31.** Distribución triangular

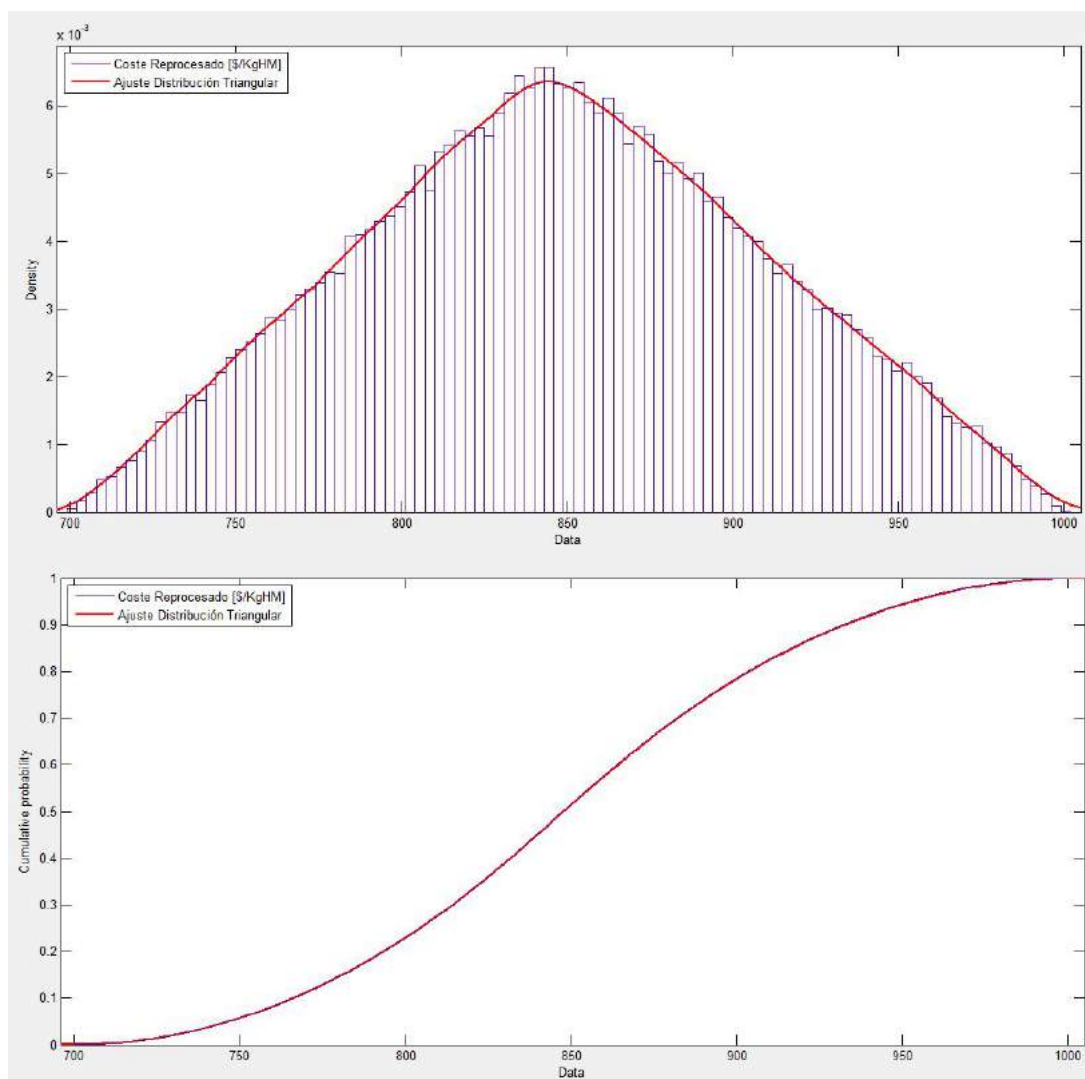
<sup>28</sup>Esta metodología de utilizar distribuciones triangulares para cada coste unitario es utilizada en otros estudios como es el caso de Economic Analysis of Different Nuclear Fuel Cycle Options, Korea Atomic Energy Research Institute.

El valor más probable de la distribución será aquel utilizado como valor nominal en el Capítulo 4 y los límites superior e inferior serán los valores máximos y mínimos de las distintas variables definidos en la sección anterior. Una vez definidos estos parámetros queda conocer el número de iteraciones necesarias para obtener unos resultados válidos.

En la Figura 32 se puede observar cómo quedan los valores aleatorios tras 100 iteraciones para el coste del reprocesado. Se puede observar como claramente este no es un resultado válido. Por otro lado la Figura 33 muestra un ejemplo de la distribución de los costes del proceso de reprocesado tras 100.000 iteraciones. Se observa como los valores aleatorios generados se aproximan mucho a los ajustes mediante distribuciones triangulares. Esto es así hasta tal punto que las líneas que representan la probabilidad acumulada de los valores aleatorios y el ajuste con las distribuciones triangulares se superponen. Así que para este estudio se utilizarán 100.000 iteraciones.



**Figura 32.** Ajuste mediante una distribución triangular del coste del Proceso de Reprocesado, 100 iteraciones.

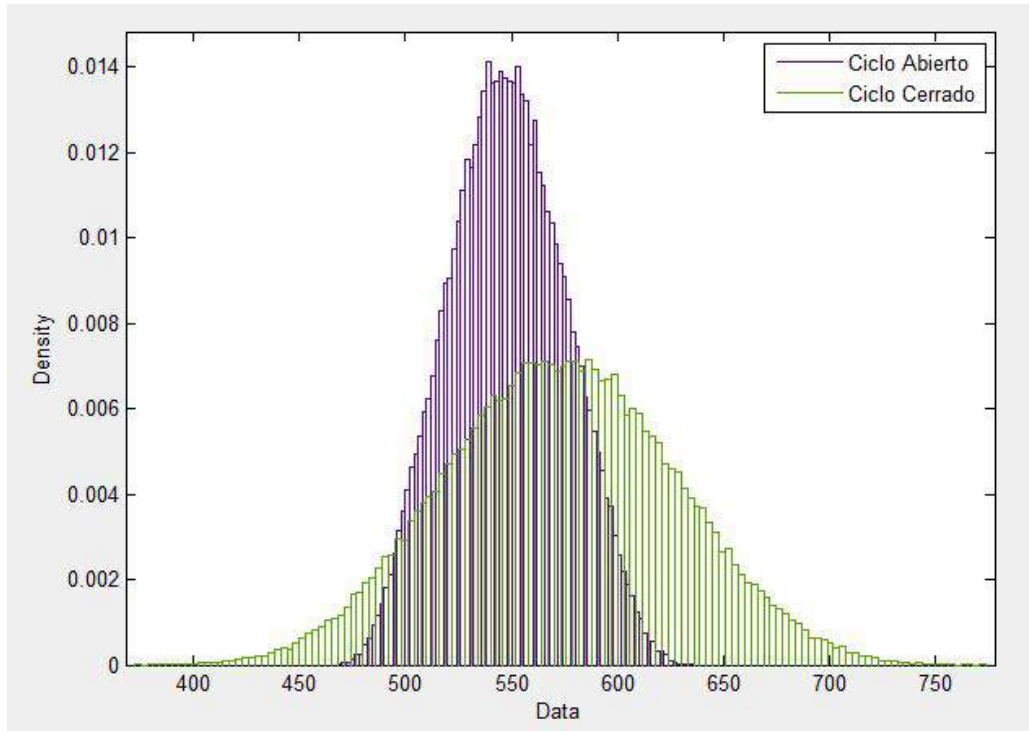


**Figura 33.** Ajuste mediante una distribución triangular del coste del Proceso de Reprocesado, 100.000 iteraciones.

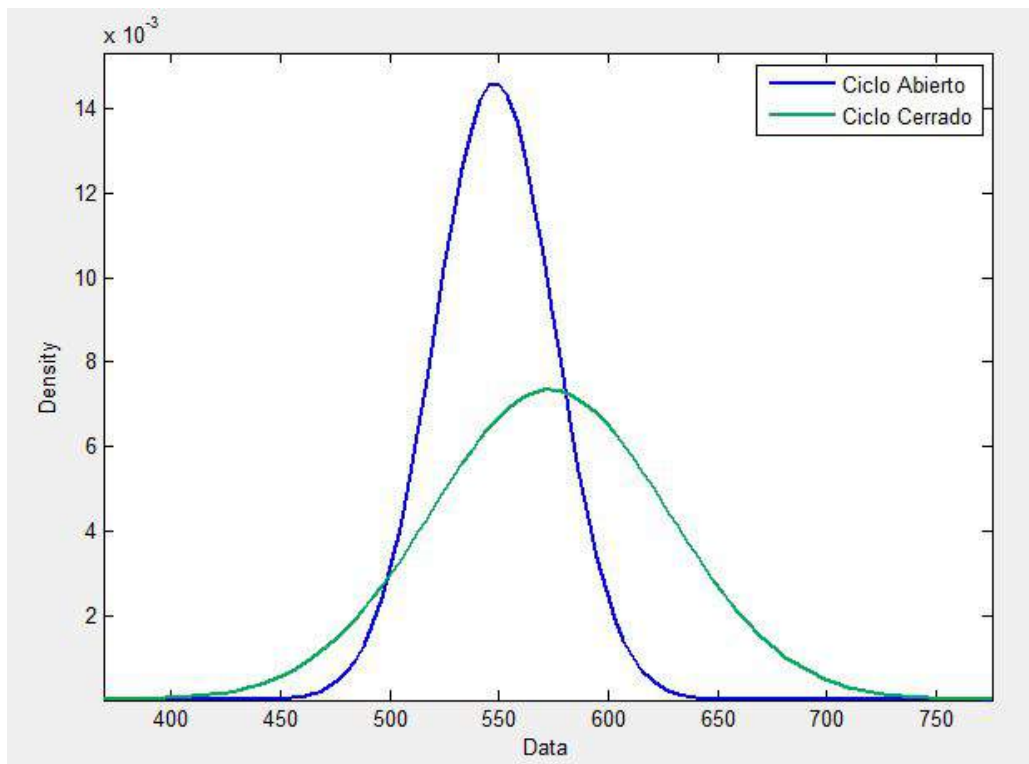
Los resultados de la simulación del Método de Monte Carlo para 100.000 iteraciones pueden verse en la Tabla 15 así como en la Figura 34 donde se muestra una comparación para ambas alternativas planteadas en este estudio, el ciclo cerrado y el ciclo abierto.

**Tabla 15.** Resultados simulación Método Monte Carlo

	<b>Op. Reprocesado</b>	<b>Op. Almacenamiento Definitivo</b>
Mínimo	372,77	468,14
Máximo	771,44	634,53
Media	573,04	547,97
Desviación estandar	54,35	27,30



**Figura 34.** Resultado de aplicar el Método Monte Carlo al Modelo [\$/KgHM]

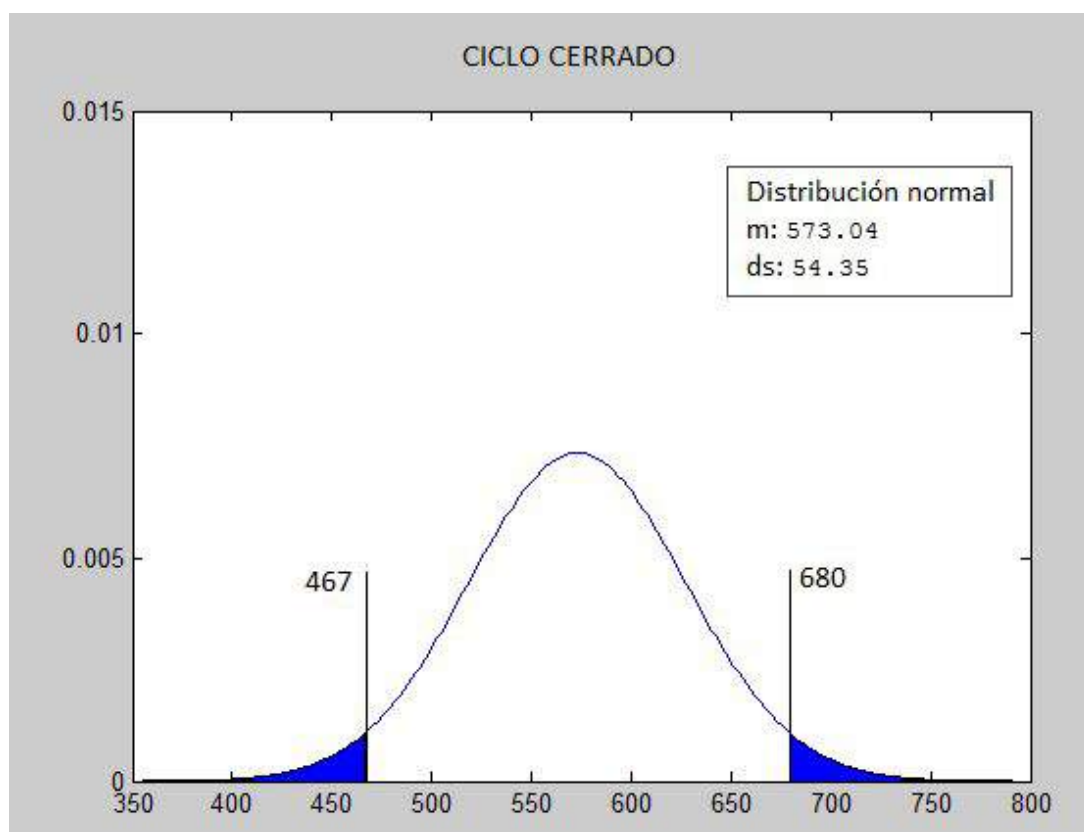


**Figura 35.** Ajuste mediante una distribución normal de los resultados [\$/KgHM]

En este caso se puede aplicar el Teorema Central del Límite y por tanto ajustar los resultados por una distribución normal. Si los resultados obtenidos a partir del modelo utilizando el Método Monte Carlo los ajustamos por una distribución normal obtenemos como sería la distribución de probabilidad de los costes, ver Figura 35. Y se observa como se ajusta perfectamente con lo cual el número de iteraciones ha sido lo suficientemente alto.

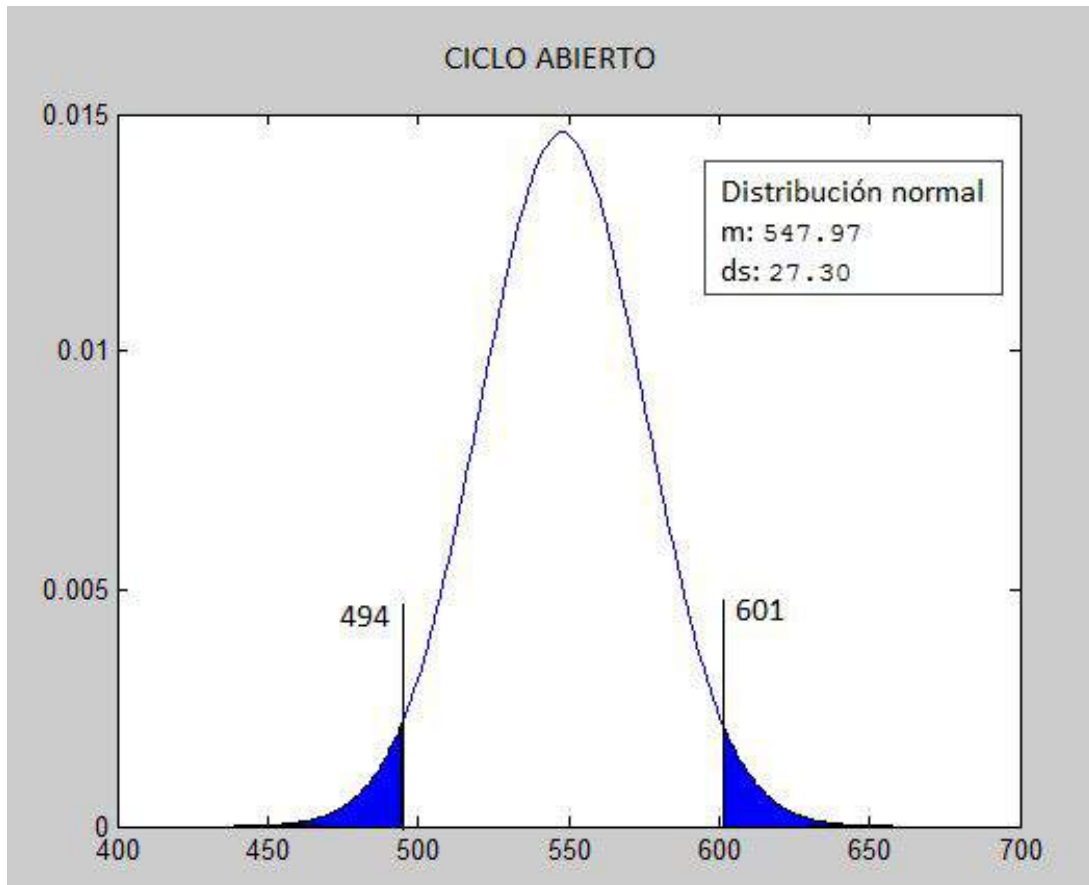
Una vez han sido ajustados los resultados mediante distribuciones normales se procede a un pequeño análisis de dichos ajustes. En la Figura 36 se observa el ajuste para el caso del reprocesado y en la Figura 37 el caso del almacenamiento definitivo. La media de la distribución para el caso del reprocesado se sitúa en los 573 \$<sub>2010</sub>/KgHM frente a la media en el caso del almacenamiento definitivo que se encuentra en los 548\$<sub>2010</sub>/KgHM.

Se puede comprobar que existe una cierta diferencia con los resultados obtenidos a partir del modelo en el Capítulo 4 donde los costes para los casos nominales de costes se situaban en 533\$<sub>2010</sub>/KgHM para el caso del ciclo abierto y 582\$<sub>2010</sub>/KgHM para el caso del ciclo cerrado. Sin embargo, lo que interesa de este análisis es ver el rango de valores entre los que puede variar el coste final de cada alternativa.



**Figura 36.** Ciclo cerrado, distribución normal con un intervalo de confianza del 95 % [\$/KgHM]





**Figura 37.** Ciclo abierto, distribución normal con un intervalo de confianza del 95 % [\$/KgHM]

Si se observa el intervalo de confianza del 95 %, es decir el intervalo con un nivel de significación de 0.05, de los datos vemos como el rango es mayor en el supuesto de ciclo cerrado, caso del reprocesado, siendo desde 467 hasta 680 \$<sub>2010</sub>/KgHM, en el caso del ciclo abierto, o almacenamiento definitivo, este rango es menor y va desde 494 a 601 \$<sub>2010</sub>/KgHM.

### 5.3. Análisis de sensibilidad

En esta sección se lleva a cabo un análisis de sensibilidad. Este análisis es necesario ya que muestra cuales son aquellos parámetros del sistema que más afectan a la posible variación del resultado final dada la variación del coste unitario de los distintos componentes del *back-end* del ciclo del combustible nuclear. La selección de los posibles rangos de valores para las distintas variables está descrita al inicio de este capítulo en la Sección Rango de valores unitarios.

En la Figura 38 puede observarse un resumen de los resultados del análisis de sensibilidad. Los datos de entrada que se muestra en esta figura son los principales factores que afectan al coste final de la gestión del combustible gastado junto con el rango de posibles valores que pueden tomar. Aquel valor marcado entre los extremos es el valor nominal que se ha utilizado a la hora de obtener los resultados en el Capítulo 4.

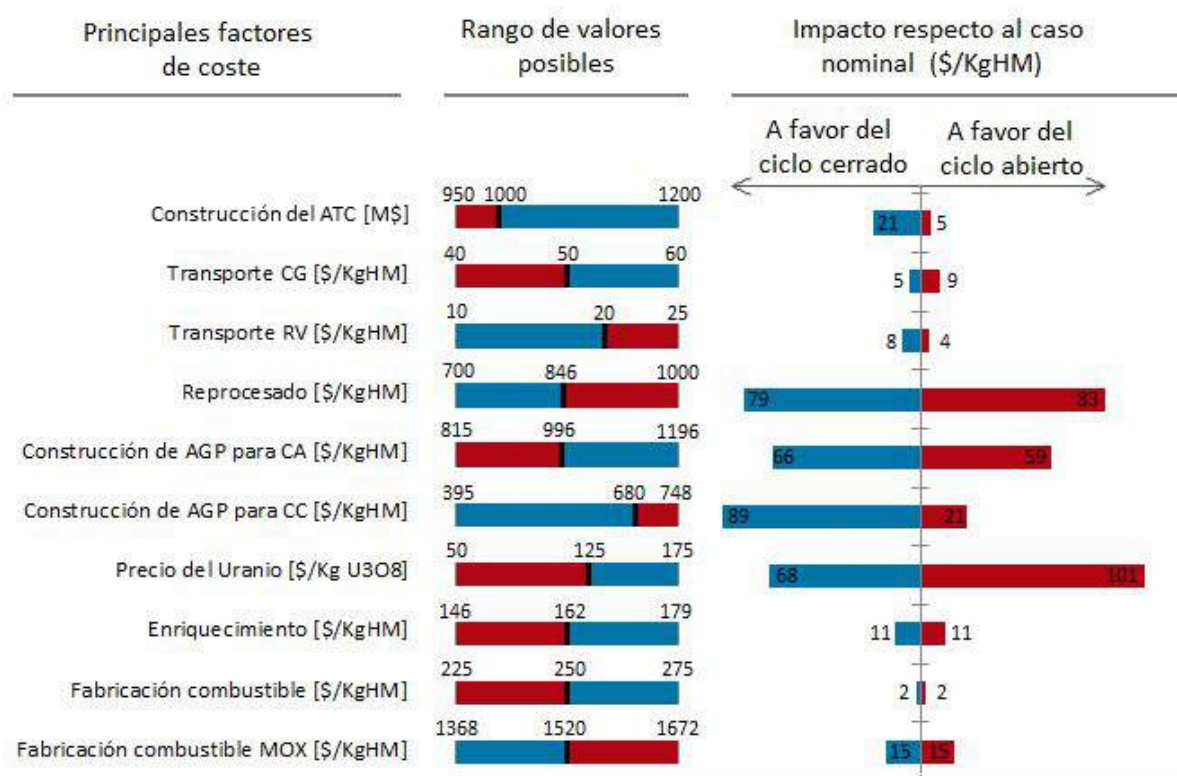


Figura 38. Análisis de sensibilidad

Los resultados que se muestran en la Figura 38 corresponden al impacto que tienen las variaciones de los costes unitarios con respecto al caso nominal. El caso nominal es el expuesto en el Capítulo 4 donde se obtenían unos costes de gestión de 582 \$<sub>2012</sub>/KgHM para el ciclo cerrado y 533 \$<sub>2012</sub>/KgHM para el ciclo abierto, es decir, una diferencia de entre ambas alternativas de 49 \$<sub>2012</sub>/KgHM.

Por lo tanto lo que se observa es como la variación de costes puede favorecer una u otra alternativa. Si se produjera un impacto a favor del ciclo cerrado mayor de 49 \$<sub>2012</sub>/KgHM implicaría que la opción del ciclo cerrado se hace económicamente más rentable que la opción de ciclo abierto. Por otro lado una diferencia a favor del ciclo abierto haría que los costes entre el ciclo abierto y el ciclo cerrado se distanciaran más.

Se puede observar que hay tres factores que son los más determinantes y que por tanto tienen una mayor repercusión en el coste final para la gestión del combustible gastado. El coste del uranio, el coste del reprocesado y el coste del AGP, este último ya sea para la opción de ciclo abierto o de ciclo cerrado. Esto coincide con varios de los estudios analizados en este proyecto. Como ejemplo el estudio del BCG de 2006, *Economic Assessment of used nuclear fuel management in the United States*. En este estudio se consideran el coste del uranio y el coste del AGP los factores más determinantes y además se indica que las tendencias de estos costes son al alza lo que a largo plazo favorecería la opción de ciclo cerrado.

Por su parte en el estudio de la OECD de 1994, *The economics of the nuclear fuel cycle*, considera el precio del uranio como el parámetro que más variabilidad puede causar en el resultado de coste final y el reprocesado es un elemento clave que puede reducir de manera muy significativa el coste en el caso del ciclo cerrado.



# Capítulo 6

## Impuestos

ESTE capítulo trata de explicar las nuevas tasas impositivas relacionadas con la gestión del combustible. A la hora de hacer un análisis sobre las alternativas de gestión del combustible nuclear hay que tener en cuenta todos los gastos en los que se incurre. Por ello que este proyecto se han ido detallando los costes para las dos alternativas propuestas. Por otro lado se encuentran aquellos recursos que el gobierno debe adquirir para poder hacer frente a estos costes sin que suponga una carga a la sociedad. De tal forma que aquello que va a gastar un estado en la gestión del combustible nuclear utilizado debe ser adquirido por medio de impuestos a quienes los generan que son las centrales nucleares.

Hasta el año 2013 no existían en España unos impuestos directos sobre la generación de combustible gastado ni sobre su almacenamiento. Si impuestos a la energía eléctrica procedente de la energía nuclear aunque también estos han sufrido ciertas modificaciones. Sin embargo, a lo que se refiere a la gestión del combustible gastado este último tipo de impuestos mencionado no se considera en este proyecto. Si debería ser tenido en cuenta a la hora de establecer un coste de ciclo total del combustible nuclear pero no cuando se analiza el denominado “back-end” o segunda parte del ciclo, que es la parte del ciclo que involucra la gestión del combustible nuclear una vez ha sido extraído del reactor.

En concreto en este proyecto se analizan y valoran cuantitativamente aquellos impuestos mencionados en el Proyecto de Ley de medidas fiscales para la sostenibilidad energética aprobados el día 20 de diciembre de 2012 y con entrada en vigor el 1 de enero del 2013.

Este Proyecto de Ley tiene como objetivo garantizar el adecuado funcionamiento del modelo energético actual así como ayudar a preservar el patrimonio ambiental. Tiene su fundamento en el artículo 45 de la Constitución en el cual la protección del medio ambiente se considera como uno de los principios rectores de las políticas sociales y económicas. Y por ello la reforma tributaria de este Proyecto de Ley busca la internalización de los costes medioambientales derivados de la producción eléctrica así como del almacenamiento del combustible nuclear gastado.

La parte del Proyecto de Ley mencionado que interesa para este proyecto es el Título II “Impuestos sobre la producción de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos resultantes de la generación de energía nucleoelectrica y el almacenamiento de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos en instalaciones centralizadas”. Dicho Título II se divide a su vez en 4 capítulos. De los 4 capítulos los relevantes son el segundo y el tercero pues el primero trata sobre disposiciones generales y el cuarto sobre normas comunes. A continuación se detallan aquellos aspectos imprescindibles para poder calcular y analizar los impuestos que se mencionan en este proyecto <sup>29</sup>.

El Capítulo II del Título II se titula “Impuesto sobre la producción de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos resultantes de la generación de energía nucleoelectrica”. Lo que interesa para este proyecto de este Capítulo II es el impuesto por generar combustible gastado. Es decir, la base imponible de dicho impuesto son los Kg de metal pesado del combustible extraído definitivamente del reactor. La cuota tributaria asociada a dicha base imponible es de 2190 euros por Kg de metal pesado.

Este impuesto será igual para ambas opciones, ya que tanto en el ciclo abierto como en el ciclo cerrado el combustible extraído del reactor será la misma cantidad. La cuantía anual de este impuesto de acuerdo a las previsiones de consumo de combustible nuclear, ver Tabla 12 en el Capítulo 4, se puede observar en la Tabla 16.

**Tabla 16.** Impuesto por la generación de combustible gastado

	<b>Año</b>	<b>2013</b>	<b>2014</b>	<b>2015</b>	<b>2016</b>	<b>2017</b>	<b>2018</b>
<b>Cantidad [tHM]</b>		129,7	129,7	129,7	129,7	129,7	129,7
<b>Impuesto por generar residuos [M€]</b>		284,04	284,04	284,04	284,04	284,04	284,04
	<b>Año</b>	<b>2019</b>	<b>2020</b>	<b>2021</b>	<b>2022</b>	<b>2023</b>	<b>2024</b>
<b>Cantidad [tHM]</b>		129,7	129,7	129,7	111	111	74,64
<b>Impuesto por generar residuos [M€]</b>		284,04	284,04	284,04	243,09	243,09	163,46
	<b>Año</b>	<b>2025</b>	<b>2026</b>	<b>2027</b>	<b>2028</b>		
<b>Cantidad [tHM]</b>		53,85	35,42	35,42	35,42		
<b>Impuesto por generar residuos [M€]</b>		117,93	77,57	77,57	77,57		

<sup>29</sup>Para una información más en detalle consultar la Ley de medidas fiscales para la sostenibilidad energética. Serie A: PROYECTOS DE LEY, 2 de enero de 2013, Núm. 25-6

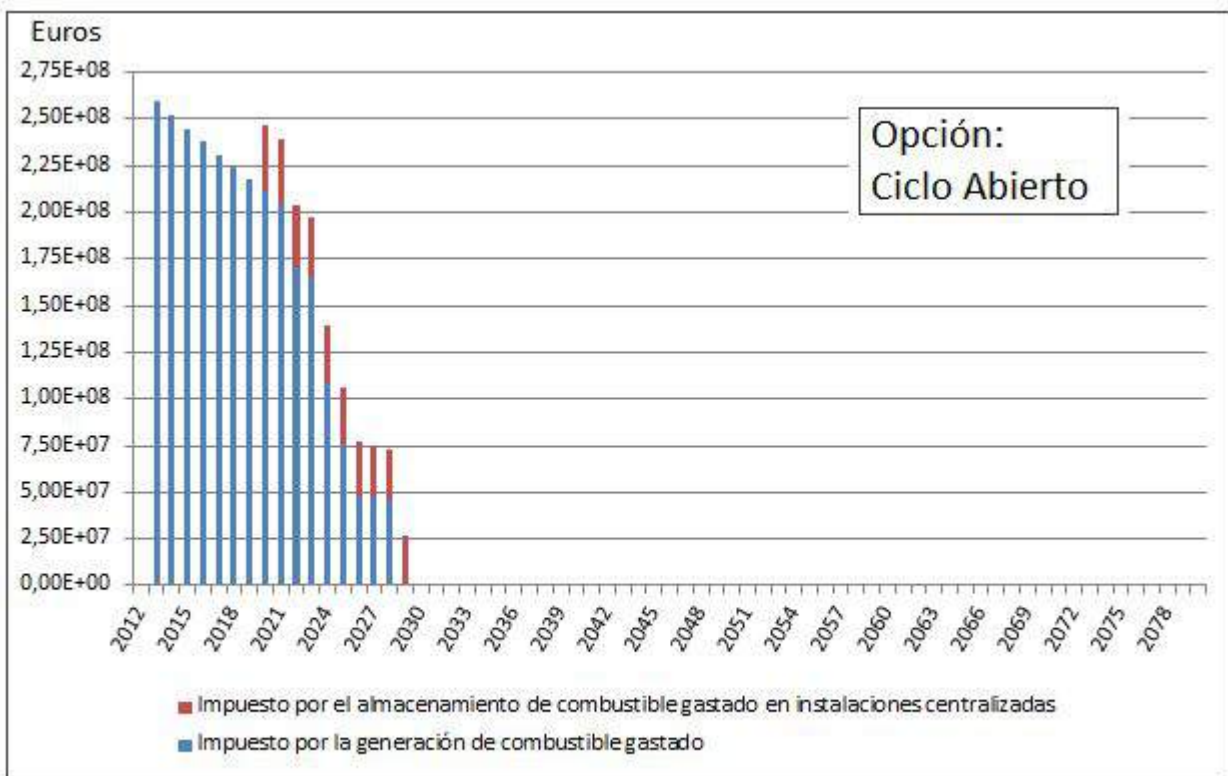
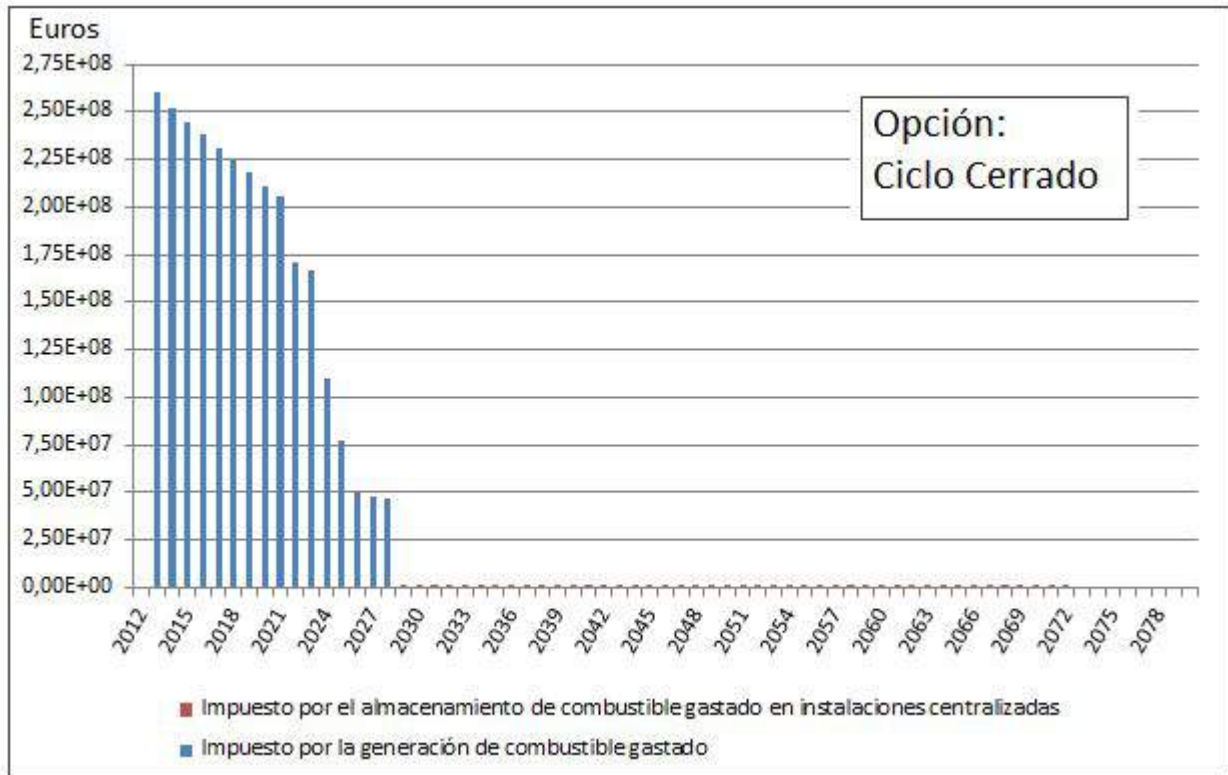
El Capítulo III del Título II se titula “ Impuesto sobre el almacenamiento de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos en instalaciones centralizadas”. El hecho imponible de este impuesto es la actividad de almacenar combustible nuclear gastado en una instalación centralizada. Se hace referencia al ATC que está en fase de construcción en España. La base imponible es la diferencia en peso del metal pesado contenido en el combustible nuclear gastado almacenado a la finalización y al inicio del período impositivo, expresado en kilogramos. La cuota tributaria a aplicar sobre el almacenamiento del combustible gastado es de 70 euros por kilogramos de metal pesado.

A la hora de aplicar este segundo impuesto al modelo económico planteado en este proyecto se puede observar como existen ciertas diferencias entre el caso del ciclo abierto y el caso del ciclo cerrado. En el caso del ciclo abierto será aplicado a la cantidad total del combustible en los momentos en los que se produzca el transporte del combustible gastado de las centrales nucleares al ATC.

Por otro lado en el ciclo cerrado como se procede al reprocesado lo que se almacenaría en el ATC serían los residuos vitrificados. Dichos residuos son aproximadamente un 20 % de la cantidad total y además se transportarían al ATC a la planta de reprocesado a lo largo de los 50 años en los cuales está establecido, según una de las hipótesis planteadas al inicio del Capítulo 4, en la sección del reprocesado del combustible nuclear.

La aplicación de estos nuevos impuestos a las centrales nucleares tiene una gran repercusión como se ha visto con el caso de la central nuclear de Santa María de Garoña. Este es un caso particular pero debido a este impuesto, según argumentan los propietarios, no es rentable su explotación. En la Figura 39 se muestra cuáles serían los ingresos del gobierno por estas nuevas tasas impositivas según el tipo de ciclo que se termine llevando a cabo.

En la Figura 39 se observa como el impuesto mayor es el referente a la producción de combustible gastado descrita en el Título II. El impuesto sobre el almacenamiento del combustible gastado en instalaciones centralizadas vemos como es casi inapreciable en el caso del ciclo cerrado. Esto se debe a que la cantidad total a pagar es el 20 % que en el caso de ciclo abierto ya que sólo se almacenan los residuos vitrificados y además se distribuye a lo largo del tiempo durante el cual se produce el reprocesado.



**Figura 39.** Recaudación anual a partir de los impuestos descritos en el Proyecto de Ley de medidas fiscales para la sostenibilidad energética, aprobados el día 20 de diciembre de 2012.



# Capítulo 7

## Análisis de resultados y conclusiones

**E**N este proyecto se han visto aquellos aspectos que han de ser tenidos en cuenta a la hora de tomar la decisión sobre qué tipo de gestión llevar a cabo con el combustible nuclear gastado. Se han analizado dos alternativas de gestión del combustible gastado, las denominadas opciones de ciclo abierto y de ciclo cerrado, desde un punto de vista económico. Se ha visto en el Capítulo 4 el modelo empleado para este estudio, en dicho capítulo se muestran los resultados de aplicar a este modelo unos valores nominales para los costes unitarios de los distintos componentes de la segunda parte del ciclo del combustible nuclear.

Los resultados obtenidos muestran que el coste de la gestión del combustible nuclear mediante el ciclo cerrado es un 9,2 % mayor que en el caso de que se procediera a una gestión de ciclo abierto. Los resultados obtenidos en este proyecto son similares a aquellos obtenidos por otros estudios analizados, sin embargo, lo interesante es ver como en varios de estos estudios (por ejemplo los realizados por el BCG o por la OCDE descritos en el Capítulo 3) se concluye que la diferencia económica no justifica tomar una u otra decisión.

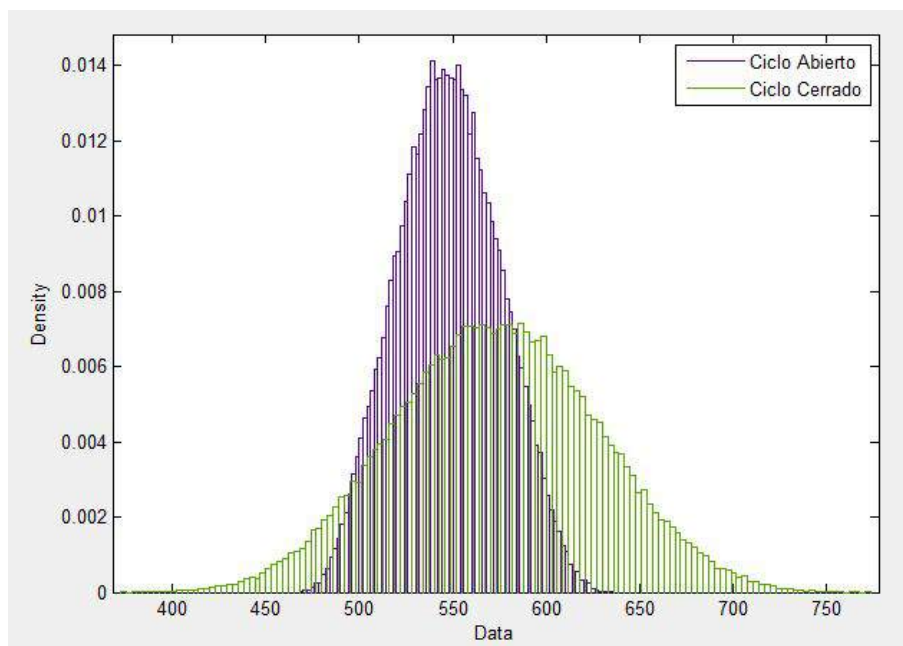
Los resultados obtenidos en este proyecto son en esta línea. Es decir, la diferencia no es lo suficientemente significativa para que la decisión de cómo gestionar el combustible gastado en España deba ser tomada atendiendo únicamente a motivos económicos.

Además de los resultados que se obtienen a partir de los datos unitarios utilizados como valores nominales hay que observar las tendencias de cómo evolucionan determinados costes. Esto es necesario ya es una decisión a largo plazo, es decir, se tome la decisión que se tome la repercusión de la cantidad de costes y en qué momento se incurren así como la necesidad de financiación repercutirán a lo largo de las siguientes décadas. Y es debido a esto que pese a que la opción de ciclo cerrado, que incluye el reprocesado, sea algo más costosa deba tenerse muy en cuenta. Ya que puede apreciarse como la tendencia es a que los costes del ciclo cerrado se igualen a los del ciclo abierto en lugar de distanciarse más.

Esta tendencia a que los costes se igualen con el tiempo para ambas alternativas, en lugar de distanciarse, se puede explicar principalmente por tres motivos:

- El coste del reprocesado como se ha visto previamente tiene una tendencia a la baja (ver Figuras 17 y 18). Esto se debe a que el desarrollo y la mejora de los procesos hacen que los costes disminuyan, la experiencia de países como Francia, Reino Unido o Japón ha demostrado que el reprocesado es una opción viable y con buenas perspectivas de futuro.
- El coste del uranio por su parte se ha incrementado en los últimos años, esto hace que la opción de ciclo cerrado se vea beneficiada.
- Las estimaciones de costes para la construcción de los AGP cada vez son más elevadas. El caso más claro es el de Estados Unidos con el proyecto del Yucca Mountain, los costes cada vez que han sido revisados han aumentado debido a factores como el aumento de medidas de seguridad o mayores requerimientos en el diseño, etc.

El análisis de incertidumbre realizado en este proyecto nos proporciona una visión más realista de los costes de la gestión del combustible gastado. Esto es así ya que hay muchos costes que pueden sufrir variaciones por diversos motivos y por tanto proporcionar un rango de valores de costes para cada una de las alternativas resulta de gran utilidad. Tras aplicar el método de Montecarlo se obtuvieron los resultados mostrados en la Figura 40.



**Figura 40.** Aplicación del Método Monte Carlo al Modelo [\$/KgHM]

A partir de los datos obtenidos de aplicar el Método de Montecarlo se extraen el rango de valores con un nivel de confianza del 95 % para cada una de las dos alternativas como se muestra en la Tabla 17.

**Tabla 17.** Intervalos para un nivel de confianza del 95 %

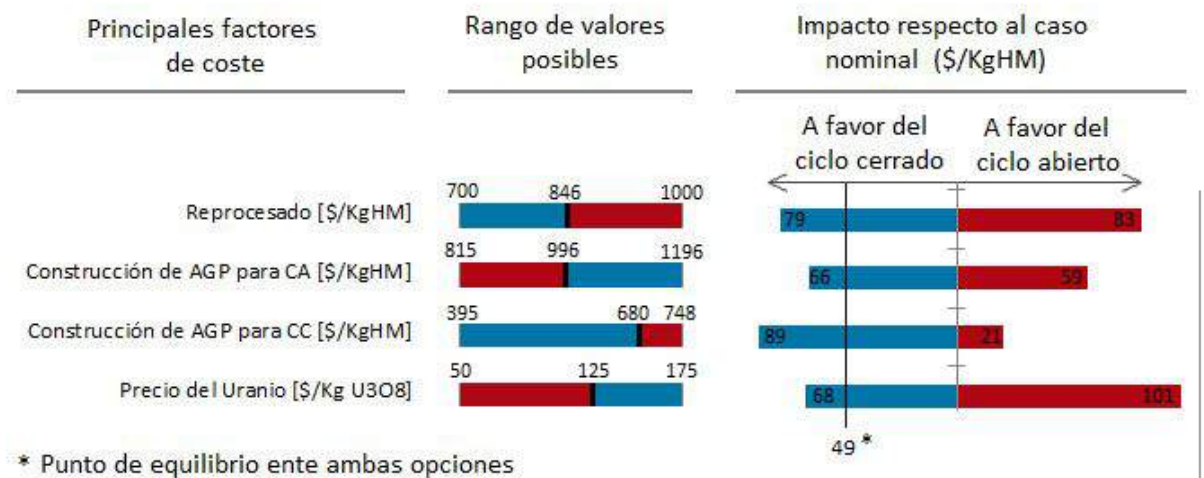
Intervalos ( $\alpha = 0,05$ )			
Ciclo Abierto		Ciclo Cerrado	
Mínimo	Máximo	Mínimo	Máximo
494	601	467	680

Se observa como el rango es mayor en el caso del ciclo cerrado, la desviación estándar en este caso es aproximadamente el doble que en el caso del ciclo cerrado. Esto puede explicarse debido a una serie de hechos entre los que se destacan dos:

- La alta volatilidad del precio del uranio afecta de manera directa a los créditos que se obtienen del reprocesado del combustible gastado. Como se ha explicado en este proyecto el valor de estos créditos del uranio reprocesado se calculan igualando los costes en los que se incurre para obtener un combustible a partir de uranio natural y aquellos para obtener un combustible a partir de uranio reprocesado.
- Influye de manera notoria a que el rango sea mayor en el caso del ciclo cerrado el valor máximo y el valor mínimo utilizado para el coste del reprocesado. Es difícil establecer este coste ya que suele negociarse con cada país que quiere reprocesar y el coste final depende de varios factores.

Para determinar cuáles son aquellos parámetros cuya variabilidad es más determinante en el resultado final se realizó en este proyecto un análisis de sensibilidad. Los tres factores más determinantes se muestran en la Figura 41 y son el coste del reprocesado, el coste de la construcción del AGP, ya sea para ciclo abierto o ciclo cerrado, y el precio del uranio.

En la Figura 41 se muestra también la línea que supone la igualdad en costes entre la opción de ciclo abierto y ciclo cerrado. Vemos que dada la variabilidad de estos costes puede llegar a darse la igualdad entre ambas alternativas si como parece indicar la tendencia del coste del reprocesado continúan a la baja y las tendencias del coste del uranio y de construcción de almacenes geológicos profundos al alza. Debido a estas posibles variaciones se pueden considerar ambas opciones muy similares desde un punto de vista únicamente económico y se han de tener en cuenta otros factores.



**Figura 41.** Análisis de sensibilidad de los parámetros más determinantes

El escenario de la situación actual en España viene reflejado en el VI Plan General de Residuos Radiactivos realizado por ENRESA y publicado en junio del 2006. La situación que se contempla en principio es la de ciclo abierto y por tanto las estimaciones que ENRESA realiza son sobre este supuesto.

Es debido a esto que si España decidiese llevar a cabo un cambio y orientar la gestión del combustible gastado desde la opción del ciclo cerrado habría que tener en cuenta una serie de consideraciones entre las que cabe destacar:

- Existe la necesidad, según los supuestos tomados en este proyecto y detallados en el Capítulo 4, de encontrar uno o varios países dispuestos a comparar el uranio y plutonio obtenidos del reprocesado para obtener lo que se ha denominado en este proyecto los créditos del uranio y del plutonio.
- Se hace necesaria una legislación que regule las prácticas y actividades relacionadas con el reprocesado del combustible nuclear y su posterior reutilización. De igual manera que ya existe un marco normativo y regulador para garantizar la seguridad de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado.
- Un mayor desarrollo tecnológico en las técnicas de reprocesado para reciclados múltiples así como desarrollo de reactores preparados específicamente para un combustible reciclado aumentarían los beneficios de este tipo de ciclo.

Sin embargo, pese a esta serie de consideraciones sobre el ciclo cerrado, el reprocesado y posterior reutilización del combustible gastado presenta una serie de beneficios que han de ser tenidos en cuenta a la hora de tomar la decisión sobre qué tipo de gestión llevar a cabo. Entre otros se destacan:

- La cantidad de residuos finales se disminuye de manera muy relevante, aproximadamente cinco veces menor. Esto implica un AGP de menores dimensiones.
- La tecnología necesaria para el reprocesado ya está desarrollada y la experiencia de ciertos países como Francia, Reino Unido o Japón entre otros países que han decidido reprocesar y reciclar parte del combustible nuclear gastado aporta la seguridad necesaria de que es una opción viable desde un punto de vista técnico.
- Esta opción disminuye el consumo de uranio natural. Lo que lleva consigo una serie de beneficios para el medio ambiente, ya que no se requieren tantas minas, como para la sostenibilidad de la energía nuclear que hace que sea una energía sin problemas de suministro de materias primas durante mucho tiempo.

Otra observación interesante que ya se mencionó durante el Capítulo 5 en el Apartado Rango de valores unitarios, en el cual se establecen los costes máximos y mínimos de las distintas variables, es que el coste de construcción de un AGP para España u otros países con un consumo total de combustible nuclear similar es notablemente más elevado, en coste unitario, que el caso de países con un consumo de combustible nuclear más elevado, en cantidad total, como es el caso de Francia o Estados Unidos. Es decir, el factor de escala es muy determinante a la hora de establecer el coste de construcción de un AGP.

Dado que el coste de construcción de los AGP como se ha visto en el análisis de sensibilidad es uno de los tres factores más determinantes a la hora de poder variar el coste final de gestión de los residuos nucleares se debería intentar reducir al máximo. Y por eso que se debería reconsiderar la idea de que cada país se haga cargo de sus propios residuos nucleares. Es decir, se podría en Europa crear un gran almacén geológico profundo para el uso de los países que prefirieran una gestión conjunta de los residuos lo que haría que el coste final fuese considerablemente menor.



# Bibliografía

- [1] **United Nations**, *Global Issues - Atomic Energy*.  
Última consulta: 08/10/2012  
<http://www.un.org/en/globalissues/atomicenergy/index.shtml>
- [2] **Ministerio de Industria, Energía y Turismo**, *Secretaría de Estado de energía*.  
Última consulta: 08/10/2012  
<http://www.minetur.gob.es/energia/nuclear/Centrales/Espana/Paginas/CentralesEspana.aspx>
- [3] **European Nuclear Society** .  
Última consulta: 08/10/2012  
<http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/l/lightwaterreactor.htm>
- [4] **EARTH magazine** .  
Última consulta: 014/10/2012  
<http://www.earthmagazine.org/article/benchmarks-henri-becquerel-discovers-radioactivity-february-26-1896>
- [5] **CIGI Interactive** .  
Última consulta: 21/03/2013  
<http://interactive.cigionline.org/iaea/#timeline>
- [6] **Argonne National Laboratory** .  
Última consulta: 014/10/2012  
<http://www.ne.anl.gov/About/cp1-pioneers/>
- [7] **Efectos de las Radiaciones Ionizantes en el Ser Humano**, *Comisión Chilena de Energía Nuclear, Departamento de Protección Radiológica y Ambiental* Rev. Mayo 2010.
- [8] **Programas y Actividades de Educación Ambiental** <http://comunidad.eduambiental.org/>.  
Última consulta: 23/03/2013  
<http://comunidad.eduambiental.org/file.php/1/curso/contenidos/docpdf/capitulo12.pdf>
- [9] **Nuclear Energy Today**, *NEA, OECD* 2005.

- [10] **World Nuclear Association** *Nuclear Power Reactors*.  
 Última consulta: 24/03/2013  
<http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Nuclear-Power-Reactors/#.UU8NehxhWSo>
- [11] **Nuclear Fuel Cycle Information System A Directory of Nuclear Fuel Cycle Facilities**, IAE 2009 Edition.
- [12] **Almacén temporal de la central nuclear de Trillo** *Enresa*.  
 Última consulta: 26/03/2013  
[http://www.enresa.es/actividades\\_y\\_proyectos/raa/almacen\\_de\\_trillo](http://www.enresa.es/actividades_y_proyectos/raa/almacen_de_trillo)
- [13] **Processing of Used Nuclear Fuel, Updated May 2012** *World Nuclear Association*.  
 Última consulta: 27/03/2013  
<http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Fuel-Recycling/Processing-of-Used-Nuclear-Fuel/#.UVKvdxxhWSo>
- [14] **PUREX process** *European Nuclear Society*.  
 Última consulta: 27/03/2013  
<http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/p/purex-process.htm>
- [15] **El almacenamiento geológico profundo de los residuos radiactivos de alta actividad. Principios básicos y tecnología**, ENRESA
- [16] **Diagram of the underground nuclear waste repository at Onkalo, Finland**. *By smudge studio, exhibited as part of Landscapes of Quarantine at New York's Storefront for Art and Architecture*.  
 Última consulta: 09/05/2013  
<http://bldgblog.blogspot.be/2010/09/predisposed.html>
- [17] **Finland's nuclear waste bunker built to last 100,000 years**, *CNN entrevista a Timo Seppala, Posiva. Diciembre 9, 2010*.  
 Última consulta: 28/03/2013  
[http://edition.cnn.com/2010/WORLD/europe/11/12/finland.nuclear.waste/index.html?\\_s=PM:WORLD](http://edition.cnn.com/2010/WORLD/europe/11/12/finland.nuclear.waste/index.html?_s=PM:WORLD)
- [18] **Posiva Company**, *Image collection*  
 Última consulta: 28/03/2013  
<http://www.posiva.fi/>
- [19] **Transmutación de elementos transuránicos presentes en los combustibles nucleares irradiados**, ENRESA Publicación Técnica, enero 2008.
- [20] **The Economics of the Nuclear Fuel Cycle**, *NEA - OECD, Table 7.3* 1994.



- [21] **Udateing de CE Plant Cost Index**  
 Última consulta: 29/03/2013  
[http://www.che.com/Assets/File/CEPCI\\_2002.pdf](http://www.che.com/Assets/File/CEPCI_2002.pdf)
- [22] **Platts, Nuclear Fuel, Volume 28, 2003. Volume 32, 2007.**
- [23] **An Economic Analysis of Select Fuel Cycles Using the Steady-State Analysis Model for Advanced Fuel Cycles Schemes (SMAFS), EPRI, Ap 3.6. Reprocessing unit costs. (UOX) 1994.**
- [24] **The Future of Nuclear Power, MIT,**  
*Apendix 5, Table A5.D6 Comparaison of Costs* 2003.
- [25] **Economic Assessment of used Nuclear Fuel Management in the United States report, BCG, Figure 6. Cost breakdow of recycling strategy in the Greenfield aproach** 2006.
- [26] **VI Plan de Gestión de Residuos Radiactivos,** Rev. Junio 2006.
- [27] **Seminario Permanente de Tecnologías Energéticas, “Ciclo Combustible Nuclear”, Gestión del Combustible Nuclear, Lorenzo Francia,** Diciembre 2012.
- [28] **Economic Analysis of Different Nuclear Fuel Cycle Options. Korea Atomic Energy Research Institute,** Abril 2012.
- [29] **Ministerio de Industria, Energía y Turismo, Secretaría de Estado de energía..**  
 Última consulta: 17/11/2012  
[http:// www.minetur.gob.es/energia/nuclear/Centrales/Espana/Paginas/CentralesEspana.aspx](http://www.minetur.gob.es/energia/nuclear/Centrales/Espana/Paginas/CentralesEspana.aspx)
- [30] **Central nuclear de Almaraz Reactores I y II. Informe Semestral, Primer semestre 2012.**  
 Última consulta: 17/11/2012  
[http://www.cnat.es/cnatweb/pdfs/IS\\_1\\_2012\\_CNA\\_baja.pdf](http://www.cnat.es/cnatweb/pdfs/IS_1_2012_CNA_baja.pdf)
- Central nuclear de Trillo. Informe Semestral, Primer semestre 2012..**  
 Última consulta: 17/11/2012  
[http://www.cnat.es/cnatweb/pdfs/IS\\_1\\_2012\\_CNT.pdf](http://www.cnat.es/cnatweb/pdfs/IS_1_2012_CNT.pdf)
- Central nuclear de Ascó Reactores I y II Consejo de Seguridad Nuclear.**  
 Última consulta: 17/11/2012  
[http://www.csn.es/index.php?option=com\\_content&view=article&id=43&Itemid=79&lang=es](http://www.csn.es/index.php?option=com_content&view=article&id=43&Itemid=79&lang=es)
- Central nuclear de Garoña. Consejo de Seguridad Nuclear.**  
 Última consulta: 17/11/2012  
[http://www.csn.es/index.php?option=com\\_content&view=article&id=45&Itemid=81&lang=es](http://www.csn.es/index.php?option=com_content&view=article&id=45&Itemid=81&lang=es)
- Central nuclear de Cofrentes. Consejo de Seguridad Nuclear.**  
 Última consulta: 17/11/2012  
[http://www.csn.es/index.php?option=com\\_content&view=article&id=44&Itemid=80&lang=es](http://www.csn.es/index.php?option=com_content&view=article&id=44&Itemid=80&lang=es)

**Central nuclear de Vandellos II.** *Consejo de Seguridad Nuclear.*

Última consulta: 17/11/2012

[http://www.csn.es/index.php?option=com\\_content&view=article&id=48&Itemid=84&lang=es](http://www.csn.es/index.php?option=com_content&view=article&id=48&Itemid=84&lang=es)

- [31] **RESULTADOS Y PERSPECTIVAS NUCLEARES 2008** *Foro de Energía nuclear.*  
**RESULTADOS Y PERSPECTIVAS NUCLEARES 2009** *Foro de Energía nuclear.*  
**RESULTADOS Y PERSPECTIVAS NUCLEARES 2010** *Foro de Energía nuclear.*  
**RESULTADOS Y PERSPECTIVAS NUCLEARES 2011** *Foro de Energía nuclear.*
- [32] **World Nuclear Association .**  
Última consulta: 17/11/2012  
<http://www.world-nuclear.org/info/inf15.html>
- [33] **Seminario “Tecnologías para el nuevo futuro de la Energía Nuclear” UPM-ENUSA,**  
*Capacidad actual e inmediata en el ciclo del combustible nuclear. Germán G<sup>a</sup>-Calderón  
Romeo* Octubre 2006.
- [34] **Management of Reprocessed Uranium, NEA.,** *Current Status and Future Prospects,*  
2007.
- [35] **Management of Reprocessed Uranium, NEA.,** *Current Status and Future Prospects,*  
*Fuente: RWE NUKEM, 2007.*
- [36] **InvestmentMine**  
Última consulta: 23/02/2013  
<http://www.infomine.com/investment/metal-prices/uranium-oxide/all/>
- [37] **EPRI 2010 An Economic Analysis of Select Fuel Cycles Using the Steady-State  
Analysis Model for Advanced Fuel cycles Schemes (SMAFS),** *Platts, Nuclear Fuel ,  
Volume 32, Number 23, November 5, 2007, p. 2.,*
- [38] **VI Plan General de Residuos Radiactivos, 2006.** *Página 8 Figura 4. Residuos  
Radiactivos a gestionar en España.*
- [39] **BCG Economic Assessment of used Nuclear Fuel Management in the United States,  
2006.** *Anex 6. Transport of High-Level Waste from Recycling (HLW-R) (Recycling/Portfolio  
Strategy) Pág. 60.*

**DOCUMENTO II**

**—  
ANEXOS**



# **Anexo I - Composición isotrópica para una tonelada de fuel con plutonio procedente de combustible gastado de óxido de uranio.**

El grado de enriquecimiento de plutonio en el combustible MOX depende de la composición del combustible requerido en el reactor y de la tasa de quemado. En este anexo se muestra la Tabla 1 (a) y (b) del estudio NEA “Plutonium Fuel, An Assessment” que nos proporciona la composición isotrópica para una tonelada de fuel con plutonio procedente de combustible gastado de óxido de uranio en un reactor de 33.000 MWd/tHM y otro de 43.000 MWd/tHM. A partirse de estas tablas se puede calcular la cantidad de plutonio fisil para obtener cierta cantidad de combustible MOX.

Estas tablas se utilizan en el Capítulo 4 para poder establecer la cantidad necesaria de plutonio fisil necesaria en 1 Kg de combustible MOX. A partir de esto se compara el coste para la obtención de 1Kg de combustible a partir de óxido de uranio y otro a partir de combustible MOX y poder así calcular los créditos del plutonio.

Table 12 A

## PWR MOX FUEL

ISOTOPIc BALANCE FOR ONE TONNE OF FUEL  
FABRICATED WITH PLUTONIUM FROM 33 000 MWD/TONNE URANIUM OXIDE SPENT FUEL ("Pu 33")(as weight per tonne in [kg] and as percentage [%] of total U for uranium and  
of total Pu + Am for plutonium and for americium)

ISOTOPE: FUEL SPECI- FICATION	U-235		U-236		U-238		U-tot		Pu-238		Pu-239		Pu-240		Pu-241		Pu-242		Am-241		Pu-tot*		Pu/Pu + Am**			
	kg	%	kg	%	kg	%	kg	%	kg	%	kg	%	kg	%	kg	%	kg	%	kg	%	kg	%	kg	%		
"Pu 33"																										
4 years spent fuel storage																										
3.57 % Pu <sub>f</sub> + 33 000 MWD/t++	2.13	0.22	0.0	0.0	946.32	99.78	948.45	0.7	1.35	30.19	58.56	12.15	23.57	5.5	10.67	2.48	4.81	0.54	1.04	51.55	5.15					
	1.13	0.12	0.21	0.02	924.97	99.86	926.31	0.84	2.15	15.62	39.86	12.30	31.39	6.7	17.11	3.2	8.16	0.52	1.33	39.18	4.06					
4.10 % Pu <sub>f</sub> + 43 000 MWD/t++	2.12	0.22	0.0	0.0	938.71	99.78	940.83	0.8	1.35	34.65	58.56	13.94	23.57	6.31	10.67	2.85	4.81	0.62	1.04	59.17	5.92					
	0.97	0.11	0.23	0.03	911.25	99.87	912.46	1.06	2.50	15.91	37.67	13.51	32.00	7.45	17.63	3.69	8.74	0.62	1.46	42.23	4.42					
4.93 % Pu <sub>f</sub> + 53 000 MWD/t++	2.09	0.22	0.0	0.0	926.67	99.78	928.76	0.96	1.35	41.72	58.56	16.79	23.57	7.6	10.67	3.43	4.81	0.74	1.04	71.24	7.12					
	0.89	0.10	0.25	0.03	894.08	99.87	895.22	1.38	2.83	17.83	36.66	15.76	32.40	8.64	17.76	4.24	8.71	0.80	1.64	48.65	5.15					
10 years spent fuel storage																										
3.64 % Pu <sub>f</sub> + 33 000 MWD/t++	2.13	0.22	0.0	0.0	944.8	99.78	946.93	0.7	1.32	32.01	60.32	12.88	24.27	4.47	8.33	2.63	4.95	0.43	0.81	53.07	5.31					
	1.14	0.12	0.21	0.02	923.52	99.85	924.86	0.79	1.95	16.42	40.38	13.06	32.12	6.76	16.62	3.15	7.74	0.49	1.19	40.66	4.21					
4.17 % Pu <sub>f</sub> + 43 000 MWD/t++	2.11	0.22	0.0	0.0	937.13	99.77	939.25	0.8	1.32	36.65	60.32	14.75	24.27	5.06	8.33	3.01	4.94	0.49	0.81	60.75	6.08					
	0.98	0.11	0.23	0.03	909.74	99.87	910.96	0.99	2.26	16.67	38.09	14.32	32.72	7.57	17.30	3.63	8.28	0.59	1.34	43.77	4.58					
5.01 % Pu <sub>f</sub> + 53 000 MWD/t++	2.09	0.22	0.0	0.0	924.98	99.78	927.07	0.96	1.32	43.99	60.32	17.70	24.27	6.08	8.33	3.61	4.95	0.59	0.81	72.93	7.29					
	0.90	0.10	0.25	0.03	892.47	99.87	893.62	1.28	2.55	18.64	37.05	16.67	33.13	8.79	17.48	4.16	8.27	0.77	1.53	50.31	5.33					

Table 12 B

## FWR MOX FUEL

ISOTOPIC BALANCE FOR ONE TONNE OF FUEL  
FABRICATED WITH PLUTONIUM FROM 43 000 MWD/TUNNE URANIUM OXIDE SPENT FUEL (<sup>235</sup>Pu 43%)(as weight per tonne in [kg] and as percentage [%] of total U for uranium and  
of total Pu + Am for plutonium and for americium)

FUEL SPECI- FICATION	ISOTOPE: U-235		U-236		U-238		U-tot		Pu-239		Pu-240		Pu-241		Pu-242		Am-241		Pu-tot**		Pu/Pu + U**	
	INIT:	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %	kg %
<sup>235</sup> Pu 43%																						
<u>4 years spent fuel storage</u>																						
4.45 % Pu <sub>f</sub> +	2.10	0.22	0.0	0.0	930.53	99.77	932.63	1.29	1.91	36.78	54.60	16.59	24.62	7.68	11.40	4.28	6.36	0.75	1.11	67.37	6.74	
43 000 MWD/t++	1.02	0.11	0.23	0.03	903.61	99.86	904.86	1.47	3.01	18.06	36.95	15.54	31.80	8.43	17.26	4.60	9.40	0.77	1.57	43.88	5.13	
5.34 % Pu <sub>f</sub> +	2.07	0.22	0.0	0.0	916.31	99.78	918.38	1.56	1.91	44.57	54.60	20.10	24.62	9.31	11.40	5.19	6.36	0.91	1.11	81.62	8.16	
53 000 MWD/t++	0.94	0.11	0.24	0.03	884.43	99.87	885.62	1.89	3.33	20.57	36.13	18.37	32.25	9.83	17.26	5.28	9.27	1.01	1.77	56.95	6.04	
<u>10 years spent fuel storage</u>																						
4.55 % Pu <sub>f</sub> +	2.09	0.22	0.0	0.0	928.20	99.78	930.29	1.32	1.89	39.29	56.35	17.71	25.41	6.22	8.92	4.58	6.57	0.60	0.86	69.71	6.97	
43 000 MWD/t++	1.03	0.11	0.23	0.02	901.35	99.86	902.61	1.41	2.76	19.15	37.46	16.68	32.61	8.58	16.78	4.58	8.96	0.73	1.43	51.13	5.36	
5.47 % Pu <sub>f</sub> +	2.06	0.22	0.0	0.0	913.47	99.78	915.53	1.60	1.89	47.60	56.35	21.46	25.41	7.53	8.92	5.55	6.57	0.73	0.86	84.47	8.45	
53 000 MWD/t++	0.95	0.11	0.24	0.03	881.71	99.87	882.90	1.81	3.03	21.86	36.65	19.73	33.08	10.03	16.82	5.26	8.81	0.97	1.62	56.66	6.33	

\* Pu total + Am.

\*\* Pu total + Am/Pu total + Am + U total.

+ Before irradiation.

++ After irradiation.

DOCUMENTO II. ANEXOS ❖ ANEXO I - COMPOSICIÓN ISOTRÓPICA PARA UNA TONELADA DE FUEL CON  
PLUTONIO PROCEDENTE DE COMBUSTIBLE GASTADO DE ÓXIDO DE URANIO.



# Anexo II - Código de Matlab

Se adjunta en este anexo aquellos códigos realizados en Matlab que han sido necesarios para llevar a cabo el proyecto. Los documentos que se adjunta son:

- Cálculo del coste nominal del ciclo cerrado.
- Cálculo del coste nominal del ciclo abierto.
- Aplicación del método Montecarlo al ciclo cerrado
- Aplicación del método Montecarlo al ciclo cerrado
- Cálculo de los créditos del uranio
- Cálculo de los créditos del plutonio
- Función auxiliar para distribuciones triangulares

---

```

%***** COSTE NOMINAL CICLO CERRADO *****

close all
clear all
format long

r=0.03;
tb=2010;

i=1; % Variable años
x=0; % Variable para ir añadiendo la cantidad al ATC

CosteATC=1000000000; % Coste del ATC completo
Catc=(CosteATC/7)*0.2; % Parte proporcional 7 años, 20% ocupado

Mp=6676000/50; % kilos totales entre nº de años de reprocesado

P5=50; % Coste del TRANSPORTE de combustible gastado

P6=845.5; % Coste del REPROCESADO

P61=20; % Coste del TRANSPORTE residuos vitrificados PR al ATC

Cop=5000000; % Coste de OPERACIÓN de ATC anual total
P7=Cop/6676000; % Coste de OPERACION de ATC esto el por Kg en el ATC

Cagpu= 680; %Coste unitario del Almacen definitivo de residuos vitrificados
Cagp=(Cagpu*6676000)/10; % Coste del AGP por año

Ctaccagp=20; % Coste del TRANSPORTE residuos vitrificados ATC al AGP
Ctrans=(Ctaccagp*6676000)/5; % Coste total entre años en que se transporta

Cu3o8=125; % Coste del Uranio
Cuf6=15; % Coste de conversion
Cswu=162; % Coste de enriquecimiento
IncCswu=25; % Coste extra enrquecimiento
IncCuo2=75; % Coste extra de fabricación

FabCU=250; % Coste de fabricacion el combustible
FabMOXCU=1520; % Coste fabricar el MOX

for z=2013:2080

    A(i,1)=z; % Año
    B(i,1)=z;

    if z<2020 % Coste del ATC (parte proporcional ocupada 20%)
        satc=0.01;
        t=z;
        A(i,2)=Catc*((1+satc)^(t-tb));
    else
        A(i,2)=0;
    end

    B(i,2)=A(i,2)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2018 && z<=2067 % Transporte de las CC.NN. a la P.R.

```

---

---

```

        s5=0.01;
        t5=z;
        t=t5;
        F5=Mp*P5*((1+s5)^(t-tb));
        A(i,3)=F5;
    else
        A(i,3)=0;
    end

    B(i,3)=A(i,3)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2019 && z<=2068 % Coste del reprocesado
        s6=0.01;
        t6=z;
        t=t6;
        F6=Mp*P6*((1+s6)^(t-tb));
        A(i,4)=F6;
    else
        A(i,4)=0;
    end

    B(i,4)=A(i,4)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2023 && z<=2072 % Coste transporte de P.R. al ATC
        s61=0.01;
        t61=z;
        t=t61;
        F61=Mp*P61*((1+s61)^(t-tb));
        A(i,5)=F61;
    else
        A(i,5)=0;
    end

    B(i,5)=A(i,5)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2023 && z<=2072 % Coste de almacenamiento en el ATC
        x=x+1;
        s7=0.01;
        t7=z;
        t=t7;
        f7=0.2;
        C7=(Mp*f7)*x;
        F7=C7*P7*((1+s7)^(t-tb));
        A(i,6)=F7;
    elseif z>=2073 && z<=2079 %Coste de almacenamiento en el ATC
        s7=0.01;
        t7=z;
        t=t7;
        f7=0.2;
        C7=(Mp*f7)*x;
        F7=C7*P7*((1+s7)^(t-tb));
        A(i,6)=F7;
    else
        A(i,6)=0;
    end

    B(i,6)=A(i,6)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2065 && z<=2074 % Coste del AGP almacenamiento definitivo VHLW
        sagp=0.01;
        t=z;
        A(i,7)=Cagp*((1+sagp)^(t-tb));

```

---

---

```

else
    A(i,7)=0;
end

B(i,7)=A(i,7)/((1+r)^(z-tb));

if z>=2075 && z<=2079 % Coste del transporte ATC al AGP
    strans=0.01;
    t=z;
    A(i,8)=Ctrans*((1+strans)^(t-tb));
else
    A(i,8)=0;
end

B(i,8)=A(i,8)/((1+r)^(z-tb));

if z>=2023 && z<=2072 % Créditos del Uranio
    s8=0.01;
    t8=z;
    t=t8;
    P8=CreditosUranio(Cu3o8,Cuf6,Cswu,IncCswu,IncCuo2); % Funcion
    f8=0.94;
    F8=Mp*P8*f8*((1+s8)^(t-tb));
    A(i,9)=-F8;
else
    A(i,9)=0;
end

B(i,9)=A(i,9)/((1+r)^(z-tb));

if z>=2023 && z<=2072 % Créditos del Pu
    s9=0.01;
    t9=z;
    t=t9;
    P9=CreditosPlutonio(Cu3o8,Cuf6,Cswu,FabCU,FabMOXCU); % Función
    f9=0.01;
    F9=Mp*f9*P9*((1+s9)^(t-tb));
    A(i,10)=-F9;
else
    A(i,10)=0;
end

B(i,10)=A(i,10)/((1+r)^(z-tb));

A(i,11)=A(i,2)+A(i,3)+A(i,4)+A(i,5)+A(i,6)+A(i,7)+A(i,8)+A(i,9)+A(i,10);
B(i,11)=B(i,2)+B(i,3)+B(i,4)+B(i,5)+B(i,6)+B(i,7)+B(i,8)+B(i,9)+B(i,10);

r=0.03;
tb=2010;
A(i,12)=A(i,11)/((1+r)^(z-tb));

i=i+1;
end

TotalCostLevelized=0;

for q=1:i-1
    TotalCostLevelized=TotalCostLevelized+A(q,12);
end

```

---

---

```
%Los valores a ver son:
```

```
TotalCostLevelized
```

```
media=TotalCostLevelized/6676000
```

```
A
%
```

---

```
TotalCostLevelized =
```

```
3.886228339140885e+009
```

```
media =
```

```
5.821192838737096e+002
```

```
A =
```

```
1.0e+008 *
```

```
Columns 1 through 4
```

0.000020130000000	0.294371714285714	0	0
0.000020140000000	0.297315431428571	0	0
0.000020150000000	0.300288585742857	0	0
0.000020160000000	0.303291471600286	0	0
0.000020170000000	0.306324386316289	0	0
0.000020180000000	0.309387630179452	0.072291513667731	0
0.000020190000000	0.312481506481246	0.073014428804408	1.234673991082538
0.000020200000000	0	0.073744573092452	1.247020730993364
0.000020210000000	0	0.074482018823377	1.259490938303298
0.000020220000000	0	0.075226839011610	1.272085847686330
0.000020230000000	0	0.075979107401726	1.284806706163194
0.000020240000000	0	0.076738898475744	1.297654773224825
0.000020250000000	0	0.077506287460501	1.310631320957074
0.000020260000000	0	0.078281350335106	1.323737634166645
0.000020270000000	0	0.079064163838457	1.336975010508311
0.000020280000000	0	0.079854805476842	1.350344760613394
0.000020290000000	0	0.080653353531610	1.363848208219528
0.000020300000000	0	0.081459887066926	1.377486690301724
0.000020310000000	0	0.082274485937596	1.391261557204741
0.000020320000000	0	0.083097230796971	1.405174172776788
0.000020330000000	0	0.083928203104941	1.419225914504556
0.000020340000000	0	0.084767485135991	1.433418173649602
0.000020350000000	0	0.085615159987351	1.447752355386097
0.000020360000000	0	0.086471311587224	1.462229878939959
0.000020370000000	0	0.087336024703096	1.476852177729358
0.000020380000000	0	0.088209384950127	1.491620699506652
0.000020390000000	0	0.089091478799629	1.506536906501718
0.000020400000000	0	0.089982393587625	1.521602275566736
0.000020410000000	0	0.090882217523501	1.536818298322403
0.000020420000000	0	0.091791039698736	1.552186481305627
0.000020430000000	0	0.092708950095723	1.567708346118683
0.000020440000000	0	0.093636039596681	1.583385429579870
0.000020450000000	0	0.094572399992647	1.599219283875669
0.000020460000000	0	0.095518123992574	1.615211476714425
0.000020470000000	0	0.096473305232500	1.631363591481570
0.000020480000000	0	0.097438038284825	1.647677227396385

---

---

```

0.0000204900000000 0 0.098412418667673 1.664153999670349
0.0000205000000000 0 0.099396542854350 1.680795539667053
0.0000205100000000 0 0.100390508282893 1.697603495063723
0.0000205200000000 0 0.101394413365722 1.714579530014361
0.0000205300000000 0 0.102408357499379 1.731725325314504
0.0000205400000000 0 0.103432441074373 1.749042578567649
0.0000205500000000 0 0.104466765485117 1.766533004353326
0.0000205600000000 0 0.105511433139968 1.784198334396859
0.0000205700000000 0 0.106566547471368 1.802040317740828
0.0000205800000000 0 0.107632212946081 1.820060720918236
0.0000205900000000 0 0.108708535075542 1.838261328127419
0.0000206000000000 0 0.109795620426298 1.8566643941408693
0.0000206100000000 0 0.110893576630561 1.875210380822780
0.0000206200000000 0 0.112002512396866 1.893962484631007
0.0000206300000000 0 0.113122537520835 1.912902109477317
0.0000206400000000 0 0.114253762896043 1.9320311130572091
0.0000206500000000 0 0.115396300525004 1.951351441877812
0.0000206600000000 0 0.116550263530254 1.970864956296590
0.0000206700000000 0 0.117715766165556 1.990573605859555
0.0000206800000000 0 0 2.010479341918151
0.0000206900000000 0 0 0
0.0000207000000000 0 0 0
0.0000207100000000 0 0 0
0.0000207200000000 0 0 0
0.0000207300000000 0 0 0
0.0000207400000000 0 0 0
0.0000207500000000 0 0 0
0.0000207600000000 0 0 0
0.0000207700000000 0 0 0
0.0000207800000000 0 0 0
0.0000207900000000 0 0 0
0.0000208000000000 0 0 0

```

Columns 5 through 8

```

0 0 0 0
0 0 0 0
0 0 0 0
0 0 0 0
0 0 0 0
0 0 0 0
0 0 0 0
0 0 0 0
0 0 0 0
0 0 0 0
0.030391642960691 0.000227618656087 0 0
0.030695559390297 0.000459789685295 0 0
0.031002514984200 0.000696581373222 0 0
0.031312540134042 0.000938062915939 0 0
0.031625665535383 0.001184304431373 0 0
0.031941922190737 0.001435376970824 0 0
0.032261341412644 0.001691352530621 0 0
0.032583954826771 0.001952304063917 0 0
0.032909794375038 0.002218305492625 0 0
0.033238892318789 0.002489431719502 0 0
0.033571281241976 0.002765758640367 0 0
0.033906994054396 0.003047363156477 0 0
0.034246063994940 0.003334323187045 0 0
0.034588524634890 0.003626717681909 0 0
0.034934409881239 0.003924626634351 0 0
0.035283753980051 0.004228131094074 0 0
0.035636591519851 0.004537313180329 0 0
0.035992957435050 0.004852256095198 0 0
0.036352887009400 0.005173044137048 0 0

```

0.036716415879494	0.005499762714124	0	0
0.037083580038289	0.005832498358329	0	0
0.037454415838672	0.006171338739146	0	0
0.037828959997059	0.006516372677744	0	0
0.038207249597030	0.006867690161240	0	0
0.038589322093000	0.007225382357137	0	0
0.038975215313930	0.007589541627937	0	0
0.039364967467069	0.007960261545917	0	0
0.039758617141740	0.008337636908094	0	0
0.040156203313157	0.008721763751360	0	0
0.040557765346289	0.009112739367800	0	0
0.040963342999752	0.009510662320194	0	0
0.041372976429749	0.009915632457699	0	0
0.041786706194047	0.010327750931722	0	0
0.042204573255987	0.010747120211980	0	0
0.042626618988547	0.011173844102750	0	0
0.043052885178433	0.011608027759314	0	0
0.043483414030217	0.012049777704599	0	0
0.043918248170519	0.012499201846014	0	0
0.044357430652224	0.012956409492486	0	0
0.044801004958746	0.013421511371704	0	0
0.045249015008334	0.013894619647556	0	0
0.045701505158417	0.014375847937789	0	0
0.046158520210001	0.014865311331861	7.846948435700248	0
0.046620105412101	0.015363126409021	7.925417920057249	0
0.047086306466222	0.015869411256591	8.004672099257823	0
0.047557169530885	0.016384285488471	8.084718820250400	0
0.048032741226194	0.016907870263864	8.165566008452904	0
0.048513068638455	0.017440288306215	8.247221668537435	0
0.048998199324840	0.017981663922387	8.329693885222808	0
0.049488181318088	0.018532123022052	8.412990824075036	0
0	0.018717444252273	8.497120732315787	0
0	0.018904618694796	8.582091939638945	0
0	0.019093664881744	0	0.509877227002078
0	0.019284601530561	0	0.514975999272099
0	0.019477447545867	0	0.520125759264820
0	0.019672222021325	0	0.525327016857469
0	0.019868944241538	0	0.530580287026043
0	0	0	0

Columns 9 through 12

0	0	0.294371714285714	0.269391819078063
0	0	0.297315431428571	0.264160909969751
0	0	0.300288585742857	0.259031571912086
0	0	0.303291471600286	0.254001832651657
0	0	0.306324386316289	0.249069758231236
0	0	0.381679143847182	0.301301040698003
0	0	1.620169926368192	1.241725340808524
0	0	1.320765304085816	0.982773425776978
0	0	1.333972957126674	0.963690446635677
0	0	1.347312686697941	0.944978010778674
-0.205095504560556	-0.274728763271196	0.911580807349945	0.620742172277007
-0.207146459606162	-0.277476050903908	0.920926510266091	0.608840913787316
-0.209217924202223	-0.280250811412947	0.930367969159826	0.597167796480455
-0.211310103444246	-0.283053319527077	0.939906164580410	0.585718447735690
-0.213423204478688	-0.285883852722348	0.949542087112488	0.574488578724823
-0.215557436523475	-0.288742691249571	0.959276737478750	0.563473982806758
-0.217713010888710	-0.291630118162067	0.969111126643626	0.552670533952822
-0.219890140997597	-0.294546419343687	0.979046275918053	0.542074185202250
-0.222089042407573	-0.297491883537124	0.989083217065303	0.531680967147260
-0.224309932831649	-0.300466802372496	0.999222992407906	0.521486986447142
-0.226553032159965	-0.303471470396221	1.009466654935655	0.511488424370822
-0.228818562481565	-0.306506185100183	1.019815268414718	0.501681535367331

---

```

-0.231106748106380 -0.309571246951185 1.030269907497868 0.492062645663676
-0.233417815587444 -0.312666959420696 1.040831657835840 0.482628151889556
-0.235751993743319 -0.315793629014903 1.051501616189822 0.473374519728433
-0.238109513680752 -0.318951565305052 1.062280890545100 0.464298282594440
-0.240490608817559 -0.322141080958103 1.073170600225864 0.455396040334638
-0.242895514905735 -0.325362491767684 1.084171876011190 0.446664457956131
-0.245324470054792 -0.328616116685361 1.095285860252199 0.438100264377568
-0.247777714755340 -0.331902277852214 1.106513706990427 0.429700251204561
-0.250255491902894 -0.335221300630737 1.117856582077395 0.421461271528563
-0.252758046821923 -0.338573513637044 1.129315663295402 0.413380238748757
-0.255285627290142 -0.341959248773414 1.140892140479563 0.405454125416510
-0.257838483563043 -0.345378841261149 1.152587215641077 0.397679962101974
-0.260416868398674 -0.348832629673760 1.164402103091773 0.390054836282388
-0.263021037082660 -0.352320955970498 1.176338029569919 0.382575891251685
-0.265651247453487 -0.355844165530203 1.188396234367319 0.375240325050987
-0.268307759928022 -0.359402607185505 1.200577969457709 0.368045389419587
-0.270990837527302 -0.362996633257360 1.212884499626472 0.360988388766029
-0.273700745902575 -0.366626599589933 1.225317102601663 0.354066679158902
-0.276437753361601 -0.370292865585833 1.237877069186396 0.347277667336965
-0.279202130895217 -0.373995794241691 1.250565703392563 0.340618809738235
-0.281994152204169 -0.377735752184108 1.263384322575935 0.334087611547679
-0.284814093726211 -0.381513109705949 1.276334257572634 0.327681625763152
-0.287662234663473 -0.385328240803009 1.289416852837011 0.321398452279222
-0.290538857010108 -0.389181523211039 1.302633466580917 0.315235736988556
-0.293444245580209 -0.393073338443149 1.315985470914418 0.309191170900513
-0.296378688036011 -0.397004071827580 1.329474251987931 0.303262489276634
-0.299342474916371 -0.400974112545856 1.343101210135823 0.297447470782686
-0.302335899665535 -0.404983853671315 1.356867760021474 0.291743936656954
-0.305359258662190 -0.409033692208028 1.370775330783824 0.286149749894467
-0.308412851248812 -0.413124029130108 1.384825366185419 0.280662814446856
-0.311496979761300 -0.417255269421409 1.398976600030679 0.27529302917597596
-0.314611949558913 -0.421427822115623 1.41328776600030679 1.784043349888690
-0.317758069054502 -0.425642100336780 1.427717019614465 1.749467138785088
-0.320935649745047 -0.429898521340148 1.442264107146916 1.694152011176086
-0.324145006242498 -0.434197506553549 1.45692164107146916 1.306321708106284
-0.327386456304923 -0.438539481619084 1.47169164107146916 1.281017908754822
-0.330660320867972 -0.442924876435275 1.486569164107146916 1.256204247823604
-0.333966924076652 -0.447354125199628 1.501569164107146916 1.231871231313976
0 0 8.515838176568060 1.322763625121983
0 0 8.600996558333740 1.297078894537090
0 0 0.528970891883822 0.077448349789410
0 0 0.534260600802660 0.075944498337189
0 0 0.539603206810687 0.074469847884039
0 0 0.544999238878794 0.073023831420272
0 0 0.550449231267582 0.071605892946092
0 0 0 0

```

Published with MATLAB® 7.9



---

```

%***** COSTE NOMINAL CICLO ABIERTO *****

close all
clear all
format long

i=1;

r=0.03;
tb=2010;

CosteATC=1000000000;           % Coste del ATC completo
Catc=(CosteATC/7);           % Al año, la parte proporcional 7 años

P5=50;                         % Coste del transporte CC.NN. al ATC
P7=5000000;                   % Coste de OPERACIÓN de ATC anual total

Cuagp=996;                     % Coste unitario del AGP
Cagp=(Cuagp*6676000)/15;      % Coste anual del AGP

Ctransporte=50;
Ctrans=(Ctransporte*6676000)/5; % Coste anual del transporte

for z=2013:2080

    A(i,1)=z; % Año
    B(i,1)=z;

    if z<2020 % Coste del ATC
        satc=0.01;
        t=z;
        A(i,2)=Catc*((1+satc)^(t-tb));
    else
        A(i,2)=0;
    end

    B(i,2)=A(i,2)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2020 && z<=2029 % Transporte de las CC.NN. al ATC
        Mp=6676000;
        s5=0.01;
        t5=z;
        F5=Mp*P5*((1+s5)^(t-tb));
        A(i,3)=F5;
    else
        A(i,3)=0;
    end

    B(i,3)=A(i,3)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2020 && z<=2079 % Coste de almacenamiento en el ATC
        s7=0.01;
        t7=z;
        F7=P7*((1+s7)^(t-tb));
        A(i,4)=F7;
    else

```

---

```

        A(i,4)=0;
    end

    B(i,4)=A(i,4)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2060 && z<=2074 % Coste del AGP
        sagp=0.01;
        t=z;
        A(i,5)=Cagp*((1+sagp)^(t-tb));
    else
        A(i,5)=0;
    end

    B(i,5)=A(i,5)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2075 && z<=2079 % Coste del transporte ATC al AGP
        strans=0.01;
        t=z;
        A(i,6)=Ctrans*((1+strans)^(t-tb));
    else
        A(i,6)=0;
    end

    B(i,6)=A(i,6)/((1+r)^(z-tb));

    A(i,7)=A(i,2)+A(i,3)+A(i,4)+A(i,5)+A(i,6);
    B(i,7)=B(i,2)+B(i,3)+B(i,4)+B(i,5)+B(i,6);

    A(i,8)=A(i,7)/((1+r)^(z-tb));
    i=i+1;
end

TotalCostLevelized=0;
for q=1:i-1
    TotalCostLevelized=TotalCostLevelized+A(q,8);
end

% Los valores a analizar son:

TotalCostLevelized
media=TotalCostLevelized/6676000

A
%

```

---

```

TotalCostLevelized =
    3.559805884549163e+009

media =

```

---

---

5.332243685663815e+002

A =

1.0e+008 \*

Columns 1 through 4

0.000020130000000	1.471858571428572	0	0
0.000020140000000	1.486577157142857	0	0
0.000020150000000	1.501442928714286	0	0
0.000020160000000	1.516457358001429	0	0
0.000020170000000	1.531621931581443	0	0
0.000020180000000	1.546938150897258	0	0
0.000020190000000	1.562407532406230	0	0
0.000020200000000	0	0.368722865462260	0.055231106270560
0.000020210000000	0	0.372410094116883	0.055783417333266
0.000020220000000	0	0.376134195058052	0.056341251506598
0.000020230000000	0	0.379895537008632	0.056904664021664
0.000020240000000	0	0.383694492378718	0.057473710661881
0.000020250000000	0	0.387531437302506	0.058048447768500
0.000020260000000	0	0.391406751675531	0.058628932246185
0.000020270000000	0	0.395320819192286	0.059215221568647
0.000020280000000	0	0.399274027384209	0.059807373784333
0.000020290000000	0	0.403266767658051	0.060405447522177
0.000020300000000	0	0	0.061009501997398
0.000020310000000	0	0	0.061619597017372
0.000020320000000	0	0	0.062235792987546
0.000020330000000	0	0	0.062858150917422
0.000020340000000	0	0	0.063486732426596
0.000020350000000	0	0	0.064121599750862
0.000020360000000	0	0	0.064762815748370
0.000020370000000	0	0	0.065410443905854
0.000020380000000	0	0	0.066064548344913
0.000020390000000	0	0	0.066725193828362
0.000020400000000	0	0	0.067392445766645
0.000020410000000	0	0	0.068066370224312
0.000020420000000	0	0	0.068747033926555
0.000020430000000	0	0	0.069434504265820
0.000020440000000	0	0	0.070128849308479
0.000020450000000	0	0	0.070830137801563
0.000020460000000	0	0	0.071538439179579
0.000020470000000	0	0	0.072253823571375
0.000020480000000	0	0	0.072976361807089
0.000020490000000	0	0	0.073706125425159
0.000020500000000	0	0	0.074443186679411
0.000020510000000	0	0	0.075187618546205
0.000020520000000	0	0	0.075939494731667
0.000020530000000	0	0	0.076698889678984
0.000020540000000	0	0	0.077465878575774
0.000020550000000	0	0	0.078240537361531
0.000020560000000	0	0	0.079022942735147
0.000020570000000	0	0	0.079813172162498
0.000020580000000	0	0	0.080611303884123
0.000020590000000	0	0	0.081417416922964
0.000020600000000	0	0	0.082231591092194
0.000020610000000	0	0	0.083053907003116
0.000020620000000	0	0	0.083884446073147
0.000020630000000	0	0	0.084723290533879
0.000020640000000	0	0	0.085570523439217
0.000020650000000	0	0	0.086426228673610
0.000020660000000	0	0	0.087290490960346
0.000020670000000	0	0	0.088163395869949

---

0.000020680000000	0	0	0.089045029828649
0.000020690000000	0	0	0.089935480126935
0.000020700000000	0	0	0.090834834928205
0.000020710000000	0	0	0.091743183277487
0.000020720000000	0	0	0.092660615110261
0.000020730000000	0	0	0.093587221261364
0.000020740000000	0	0	0.094523093473978
0.000020750000000	0	0	0.095468324408718
0.000020760000000	0	0	0.096423007652805
0.000020770000000	0	0	0.097387237729333
0.000020780000000	0	0	0.098361110106626
0.000020790000000	0	0	0.099344721207692
0.000020800000000	0	0	0

Columns 5 through 8

0	0	1.471858571428572	1.346959095390314
0	0	1.486577157142857	1.320804549848754
0	0	1.501442928714286	1.295157859560429
0	0	1.516457358001429	1.270009163258285
0	0	1.531621931581443	1.245348791156182
0	0	1.546938150897258	1.221167261230819
0	0	1.562407532406230	1.197455275575852
0	0	0.423953971732820	0.315461570562690
0	0	0.428193511450149	0.309336103173123
0	0	0.432475446564650	0.303329576897917
0	0	0.436800201030297	0.297439682200870
0	0	0.441168203040599	0.291664154391144
0	0	0.445579885071005	0.286000772752481
0	0	0.450035683921716	0.280447359689326
0	0	0.454536040760933	0.275001779889533
0	0	0.459081401168542	0.269661939503329
0	0	0.463672215180227	0.264425785338216
0	0	0.061009501997398	0.033779482030942
0	0	0.061619597017372	0.033123569758497
0	0	0.062235792987546	0.032480393646681
0	0	0.062858150917422	0.031849706391406
0	0	0.063486732426596	0.031231265490602
0	0	0.064121599750862	0.030624833150979
0	0	0.064762815748370	0.030030176196591
0	0	0.065410443905854	0.029447065979181
0	0	0.066064548344913	0.028875278290265
0	0	0.066725193828362	0.028314593274920
0	0	0.067392445766645	0.027764795347252
0	0	0.068066370224312	0.027225673107499
0	0	0.068747033926555	0.026697019260752
0	0	0.069434504265820	0.026178630537242
0	0	0.070128849308479	0.025670307614189
0	0	0.070830137801563	0.025171855039156
0	0	0.071538439179579	0.024683081154900
0	0	0.072253823571375	0.024203798025679
0	0	0.072976361807089	0.023733821364986
0	0	0.073706125425159	0.023272970464695
0	0	0.074443186679411	0.022821068125575
0	0	0.075187618546205	0.022377940589156
0	0	0.075939494731667	0.021943417470920
0	0	0.076698889678984	0.021517331694786
0	0	0.077465878575774	0.021099519428867
0	0	0.078240537361531	0.020689820022482
0	0	0.079022942735147	0.020288075944375
0	0	0.079813172162498	0.019894132722154
0	0	0.080611303884123	0.019507838882889
0	0	0.081417416922964	0.019129045894872
7.290429196306160	0	7.372660787398355	1.681756122493863

---

---

```

7.363333488269223      0  7.446387395272340    1.649100663804662
7.436966823151916      0  7.520851269225062    1.617079291691950
7.511336491383434      0  7.596059781917313    1.585679693795019
7.586449856297269      0  7.672020379736487    1.554889796828125
7.662314354860241      0  7.748740583533851    1.524697761938259
7.738937498408843      0  7.826227989369189    1.495091980153050
7.816326873392932      0  7.904490269262881    1.466061067917068
7.894490142126862      0  7.983535171955510    1.437593862714795
7.973435043548130      0  8.063370523675065    1.409679418778586
8.053169393983612      0  8.144004228911816    1.382307002879972
8.133701087923448      0  8.225444271200935    1.355466090202691
8.215038098802681      0  8.307698713912943    1.329146360295843
8.297188479790711      0  8.390775701052075    1.303337693105632
8.380160364588617      0  8.474683458062595    1.278030165084164
      0  1.274693067505196    1.370161391913914    0.200609788510254
      0  1.287439998180248    1.383863005833053    0.196714452811026
      0  1.300314398162051    1.397701635891383    0.192894754698191
      0  1.313317542143671    1.411678652250297    0.189149225480750
      0  1.326450717565108    1.425795438772800    0.185476424985978
      0                          0                          0                          0

```

*Published with MATLAB® 7.9*

---

```

%***** MONTECARLO CICLO CERRADO *****

close all
clear all
format long

tic % Medida de tiempo
p=1;

for l=1:100000

r=0.03;
tb=2010;

i=1; % Variable años
x=0; % Variable para ir añadiendo la cantidad al ATC

%CosteATC=1000000000; % Coste del ATC completo
CosteATC=Caleatorio(950000000,1200000000,1000000000);
Catc=(CosteATC/7)*0.2; % Al año la parte proporcional 7 años, 20% ocupado
pltCosteATC(p,1)=CosteATC;

Mp=6676000/50; % Kilos totales entre nº de años de reprocesado

%P5=50; % Coste del TRANSPORTE de combustible gastado
P5=Caleatorio(40,60,50);
pltP5(p,1)=P5;

%P6=845.5; % Coste del REPROCESADO
P6=Caleatorio(700,1000,845.5);
pltP6(p,1)=P6;

%P61=20; % Coste del TRANSPORTE residuos vitrificados PR al ATC
P61=Caleatorio(10,25,20);
pltP61(p,1)=P61;

%Cop=10000000; % Coste de OPERACIÓN de ATC anual total
Cop=Caleatorio(4000000,10000000,5000000);
P7=Cop/6676000; % Coste de OPERACION de ATC por Kg acumulado en el ATC
pltCop(p,1)=Cop;

%Cagpu= 680; % Coste unitario del Almacén de residuos vitrificados
Cagpu=Caleatorio(395,748,680);
Cagp=(Cagpu*6676000)/10; % Coste del AGP por año
pltCagpu(p,1)=Cagpu;

%Ctadcagp=20; % Coste del TRANSPORTE residuos vitrificados ATC al AGP
Ctadcagp=Caleatorio(10,25,20);
Ctrans=(Ctadcagp*6676000)/5; % Coste total entre años en que se transporta
pltCtadcagp(p,1)=Ctadcagp;

%Cu3o8=125; % Coste del Uranio
Cu3o8=Caleatorio(50,175,125);
pltCu3o8(p,1)=Cu3o8;

%Cuf6=15; % Coste de conversion
Cuf6=Caleatorio(15*(1.1),15*(0.9),15);
pltCuf6(p,1)=Cuf6;

%Cswu=162; % Coste de enriquecimiento
Cswu=Caleatorio(162*(1.1),162*(0.9),162);
pltCswu(p,1)=Cswu;

```

---

---

```

%IncCswu=25;      % Coste extra enrquecimiento
IncCswu=Caleatorio(25*(1.1),25*(0.9),25);
pltIncCswu(p,1)=IncCswu;

%IncCuo2=75;      % Coste extra de fabricación
IncCuo2=Caleatorio(75*(1.1),75*(0.9),75);
pltIncCuo2(p,1)=IncCuo2;

%FabCU=250;      % Coste de fabricacion el combustible
FabCU=Caleatorio(250*(1.1),250*(0.9),250);
pltFabCU(p,1)=FabCU;

%FabMOXCU=1520; % Coste fabricar el MOX
FabMOXCU=Caleatorio(1520*(1.1),1520*(0.9),1520);
pltFabMOXCU(p,1)=FabMOXCU;

for z=2013:2080

    A(i,1)=z; % Año
    B(i,1)=z;

    if z<2020 % Coste del ATC (parte proporcional ocupada 20%)
        satc=0.01;
        t=z;
        A(i,2)=Catc*((1+satc)^(t-tb));
    else
        A(i,2)=0;
    end

    B(i,2)=A(i,2)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2018 && z<=2067 % Transporte de las CC.NN. a la P.R.
        s5=0.01;
        t5=z;
        t=t5;
        F5=Mp*P5*((1+s5)^(t-tb));
        A(i,3)=F5;
    else
        A(i,3)=0;
    end

    B(i,3)=A(i,3)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2019 && z<=2068 % Coste del reprocesado
        s6=0.01;
        t6=z;
        t=t6;
        F6=Mp*P6*((1+s6)^(t-tb));
        A(i,4)=F6;
    else
        A(i,4)=0;
    end

    B(i,4)=A(i,4)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2023 && z<=2072 % Coste transporte Planta reprocesado al ATC
        s61=0.01;
        t61=z;
        t=t61;
        F61=Mp*P61*((1+s61)^(t-tb));

```

---

---

```

        A(i,5)=F61;
    else
        A(i,5)=0;
    end

    B(i,5)=A(i,5)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2023 && z<=2072 % Coste de almacenamiento en el ATC
        x=x+1;
        s7=0.01;
        t7=z;
        t=t7;
        f7=0.2;
        C7=(Mp*f7)*x;
        F7=C7*P7*((1+s7)^(t-tb));
        A(i,6)=F7;

    elseif z>=2073 && z<=2079 %Coste de almacenamiento en el ATC
        s7=0.01;
        t7=z;
        t=t7;
        f7=0.2;
        C7=(Mp*f7)*x;
        F7=C7*P7*((1+s7)^(t-tb));
        A(i,6)=F7;
    else
        A(i,6)=0;
    end

    B(i,6)=A(i,6)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2065 && z<=2074 % Coste del AGP almacenamiento definitivo VHLW
        sagp=0.01;
        t=z;
        A(i,7)=Cagp*((1+sagp)^(t-tb));
    else
        A(i,7)=0;
    end

    B(i,7)=A(i,7)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2075 && z<=2079 % Coste del transporte ATC al AGP
        strans=0.01;
        t=z;
        A(i,8)=Ctrans*((1+strans)^(t-tb));
    else
        A(i,8)=0;
    end

    B(i,8)=A(i,8)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2023 && z<=2072 % Créditos del Uranio
        s8=0.01;
        t8=z;
        t=t8;
        P8= CreditosUranio(Cu3o8,Cuf6,Cswu,IncCswu,IncCuo2); % Funcion
        f8=0.94;
        F8=Mp*P8*f8*((1+s8)^(t-tb));
        A(i,9)=-F8;
    else
        A(i,9)=0;
    end
end

```

---



---

```

    B(i,9)=A(i,9)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2023 && z<=2072 % Créditos del Pu
        s9=0.01;
        t9=z;
        t=t9;
        P9=CreditosPlutonio(Cu3o8,Cuf6,Cswu,FabCU,FabMOXCU); % Función
        f9=0.01;
        F9=Mp*f9*P9*((1+s9)^(t-tb));
        A(i,10)=-F9;
    else
        A(i,10)=0;
    end

    B(i,10)=A(i,10)/((1+r)^(z-tb));

    A(i,11)=A(i,2)+A(i,3)+A(i,4)+A(i,5)+A(i,6)+A(i,7)+A(i,8)+A(i,9)+A(i,10);
    B(i,11)=B(i,2)+B(i,3)+B(i,4)+B(i,5)+B(i,6)+B(i,7)+B(i,8)+B(i,9)+B(i,10);

    r=0.03;
    tb=2010;
    A(i,12)=A(i,11)/((1+r)^(z-tb));

    i=i+1;
end

TotalCostLevelized=0;
for q=1:i-1
    TotalCostLevelized=TotalCostLevelized+A(q,12);
end

%Los valores a ver son:
A;
TotalCostLevelized;
media=TotalCostLevelized/6676000;
varmediasRep(p,1)=media;
p=p+1;
end

toc
%

```

---

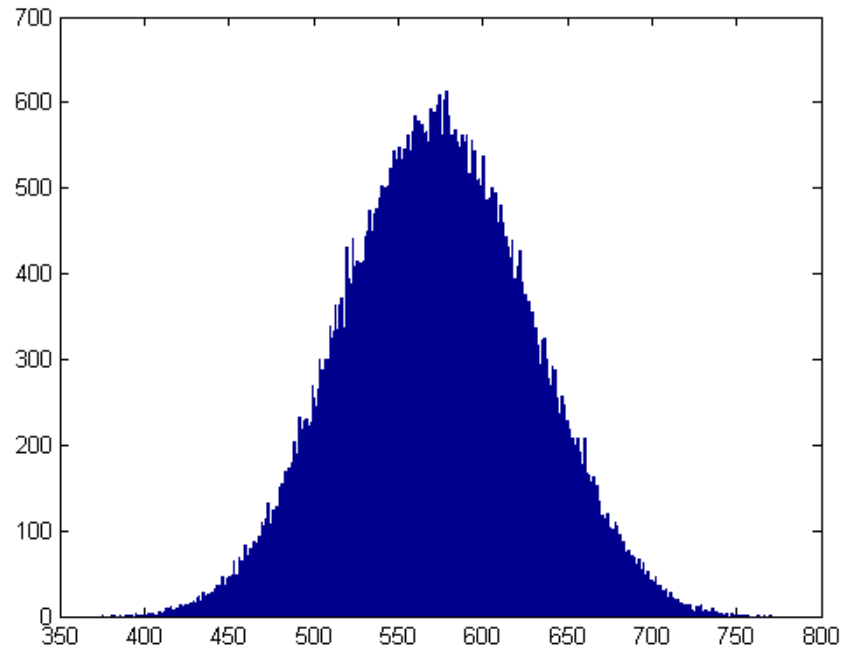
```

hist(varmediasRep,500)

% dfittool(pltP6) para representaciones
% std(x) para desviacion estandar
% max(x) valor maximo de x
% min(x) valor mínimo de x
% mean(x) valor medio

```

*Elapsed time is 782.819191 seconds.*



*Published with MATLAB® 7.9*

---

```

%***** MONTECARLO CICLO ABIERTO *****

close all
clear all
format long

p=1;

tic % Para medir el tiempo

for l=1:100000

i=1;

r=0.03;
tb=2010;

%CosteATC=1000000000; % Coste del ATC completo
CosteATC=Caleatorio(950000000,1200000000,1000000000);
Catc=(CosteATC/7); % Al año la parte proporcional 7 años, 5% ocupado
pltCosteATC(p,1)=CosteATC;

%P5=50; % Coste del transporte CC.NN. al ATC
P5=Caleatorio(40,60,50);
pltP5(p,1)=P5;

%P7=100000000; % Coste de OPERACIÓN de ATC anual total
P7=Caleatorio(4000000,10000000,5000000);
pltP7(p,1)=P7;

%Cuagp=996; % Coste unitario del AGP
Cuagp=Caleatorio(815,1196,996);
Cagp=(Cuagp*6676000)/15; % Coste anual del AGP
pltCuagp(p,1)=Cuagp;

%Ctransporte=50;
Ctransporte=Caleatorio(40,60,50);
Ctrans=(Ctransporte*6676000)/5; % Coste anual del transporte
pltCtransporte(p,1)=Ctransporte;

for z=2013:2080

A(i,1)=z; % Año
B(i,1)=z;

if z<2020 % Coste del ATC
satc=0.01;
t=z;
A(i,2)=Catc*((1+satc)^(t-tb));
else
A(i,2)=0;
end

B(i,2)=A(i,2)/((1+r)^(z-tb));

if z>=2020 && z<=2029 % Transporte de las CC.NN. al ATC
Mp=667600;
s5=0.01;
t5=z;
t=t5;

```

---

---

```

        F5=Mp*P5*((1+s5)^(t-tb));
        A(i,3)=F5;
    else
        A(i,3)=0;
    end

    B(i,3)=A(i,3)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2020 && z<=2079 % Coste de almacenamiento en el ATC
        s7=0.01;
        t7=z;
        t=t7;
        F7=P7*((1+s7)^(t-tb));
        A(i,4)=F7;
    else
        A(i,4)=0;
    end

    B(i,4)=A(i,4)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2060 && z<=2074 % Coste del AGP
        sagp=0.01;
        t=z;
        A(i,5)=Cagp*((1+sagp)^(t-tb));
    else
        A(i,5)=0;
    end

    B(i,5)=A(i,5)/((1+r)^(z-tb));

    if z>=2075 && z<=2079 % Coste del transporte ATC al AGP
        strans=0.01;
        t=z;
        A(i,6)=Ctrans*((1+strans)^(t-tb));
    else
        A(i,6)=0;
    end

    B(i,6)=A(i,6)/((1+r)^(z-tb));

    A(i,7)=A(i,2)+A(i,3)+A(i,4)+A(i,5)+A(i,6);
    B(i,7)=B(i,2)+B(i,3)+B(i,4)+B(i,5)+B(i,6);

    r=0.03;
    tb=2010;
    A(i,8)=A(i,7)/((1+r)^(z-tb));

    i=i+1;
end

TotalCostLevelized=0;
for q=1:i-1
    TotalCostLevelized=TotalCostLevelized+A(q,8);
end

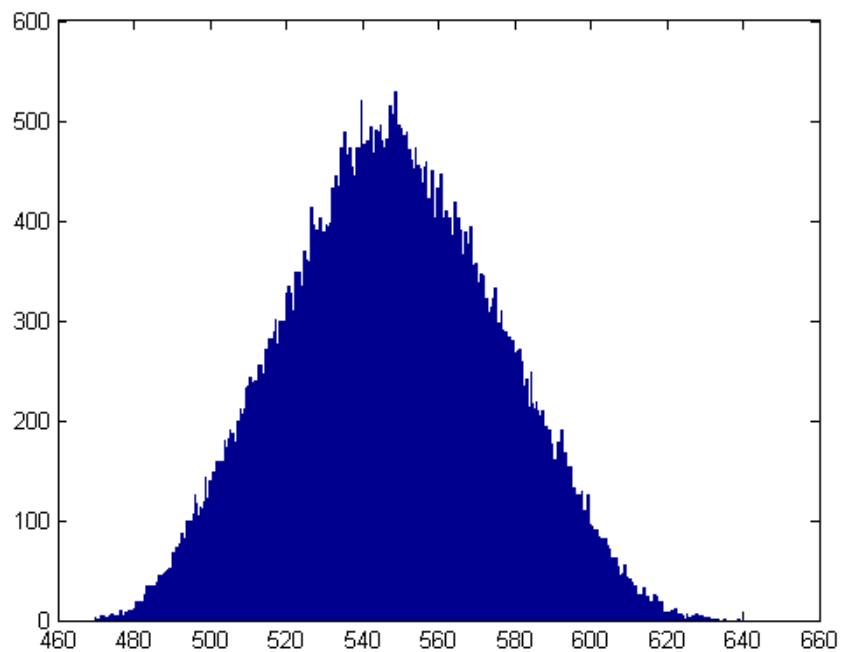
%Los valores a ver son:
A;
```

---

```
TotalCostLevelized;  
media=TotalCostLevelized/6676000;  
varmediasAlm(p,1)=media;  
p=p+1;  
end  
  
hist(varmediasAlm,500)  
toc  
%
```

---

*Elapsed time is 316.934546 seconds.*



*Published with MATLAB® 7.9*

---

```

***** CÁLCULO DE LOS CRÉDITOS DEL URANIO REPROCESADO*****
function CredU=CreditosUranio(Cu3o8,Cuf6,Cswu,IncCswu,IncCuo2)

%{
  La cantidad de SWU necesitado para obtener una cierta cantidad de uranio
  al nivel de enriquecimiento dado viene dado según la siguiente fórmula:
  S = Mp*Vp + Mt*Vt - Mf*Vf
%}

%----- SWU necesarias para enriquecer U natural -----
ep_n = 4.4; % Porcentaje de 235U que deseamos
et_n = 0.25; % Porcentaje de 235U en la corriente agotada
ef_n = 0.711; % Porcentaje de 235U en la naturaleza
Mp_n = 1; % Queremos obtener 1kg de uranio enriquecido

%{
  Calculamos la masa necesaria de uranio natural y la que queda en la
  corriente agotada mediante
%}

% Mf*ef=Mp*ep+Mt*et Teniendo en cuenta que Mt=Mf-Mp
Mf_n=Mp_n*((ep_n-et_n)/(ef_n-et_n));
Mt_n=Mf_n-Mp_n;
Vp_n=((2*(ep_n/100))-1)*log((ep_n/100)/(1-(ep_n/100)));
Vt_n=((2*(et_n/100))-1)*log((et_n/100)/(1-(et_n/100)));
Vf_n=((2*(ef_n/100))-1)*log((ef_n/100)/(1-(ef_n/100)));
SWUnu=(Mp_n*Vp_n)+(Mt_n*Vt_n)-(Mf_n*Vf_n);

%----- SWU necesarias para enriquecer U reprocesado -----
ep_r = 5; % Porcentaje de 235U que deseamos
et_r = 0.25; % Porcentaje de 235U en la corriente agotada
ef_r = 0.9; % Porcentaje de 235U en la naturaleza
Mp_r = 1; % Queremos obtener 1kg de uranio enriquecido

%{
  Calculamos la masa necesaria de uranio natural y la que queda en la
  corriente agotada mediante
%}

% Mf*ef=Mp*ep+Mt*et Teniendo en cuenta que Mt=Mf-Mp
Mf_r=Mp_r*((ep_r-et_r)/(ef_r-et_r));
Mt_r=Mf_r-Mp_r;

```

---

---

```

Vp_r=((2*(ep_r/100))-1)*log((ep_r/100)/(1-(ep_r/100)));
Vt_r=((2*(et_r/100))-1)*log((et_r/100)/(1-(et_r/100)));
Vf_r=((2*(ef_r/100))-1)*log((ef_r/100)/(1-(ef_r/100)));
SWUru=(Mp_r*Vp_r)+(Mt_r*Vt_r)-(Mf_r*Vf_r);

%-----
%{
  Los créditos del uranio tal y como se explica en el documento de texto se
  calculan como:
%}

Fnu=Mf_n;
Fru=Mf_r;

%{
  Se muestran los valores nominales, pero se introducen como inputs.
Cu3o8=125;      Precio del uranio natural [$/kgU]valor nominal
Cuf6=15;        Precio de la transformación [$/kgU]
Cswu=162;       Precio de enriquecimiento [$/SWU]
IncCswu=25;     Incremento precio de enriquecimiento por ser URep [$/SWU]
IncCuo2=75;     Incremento precio de fabricación por ser URep [$/SWU]
%}

CredU=(Cu3o8*(Fnu/Fru))+(Cuf6*(Fnu/Fru))+(Cswu*((SWUnu-SWUru)/Fru))-
((IncCswu*SWUru)/Fru)-(IncCuo2/Fru);

end

```

*Published with MATLAB® 7.9*

---

```
%***** CÁLCULO DE LOS CRÉDITOS DEL PLUTONIO REPROCESADO *****  
function CPu=CreditosPlutonio(Cu3o8,Cuf6,Cswu,FabCU,FabMOXCU)  
  
% Para el UO2 fuel  
mUO2inicial=9;  
AdqCU=Cu3o8;  
%Cuf6=15;  
%Cswu=162;  
SWU=6.66;  
mUO2util=1;  
%FabCU=250;  
  
CUO2=mUO2inicial*(AdqCU+Cuf6)+SWU*Cswu+mUO2util*FabCU;  
  
% Para el MOX fuel  
mMOXinicial=0.92;  
mUO2util=1;  
%FabMOXCU=1520;  
  
CMOX=mMOXinicial*(AdqCU+Cuf6)+mUO2util*FabMOXCU;  
  
% Comparamos  
grPu=52;  
CPugr=(CUO2-CMOX)/grPu; % Por gramo  
  
CPu=CPugr*1000; % Precio por Kg de Pu  
  
end
```

*Published with MATLAB® 7.9*



```
%***** COSTE A PARTIR DE DISTRIBUCIÓN TRIANGULAR *****  
function r = Caleatorio(a,b,c)  
  
% a y b son los extremos y c donde se alcanza el valor máximo  
% es decir: c=valor nominal, a=minimo, b=máximo  
%Para dibujarlo usar: hist(r,100)  
  
r = c+sqrt(rand(1)).*(a-c+rand(1)*(b-a));  
  
end
```

*Published with MATLAB® 7.9*