

# Estudio de un escenario de parque nuclear compuesto únicamente por reactores de Generación IV

---

Sara Pérez-Martín, Raquel Ochoa y Gonzalo Jiménez

Jóvenes Nucleares

Campoamor 17, 1º 28004 Madrid

E-mail: [sara.perez@jovenesnucleares.org](mailto:sara.perez@jovenesnucleares.org)

## 1. Introducción

Las principales ventajas de los reactores de espectro neutrónico rápido refrigerados por metales líquidos (por ejemplo sodio) no sólo consisten en un eficiente uso del combustible por medio de la reproducción de material fisible y de la utilización de uranio natural o empobrecido, sino que además logran reducir la cantidad de actínidos como el Americio o Neptunio, presentes en el combustible irradiado. El primer aspecto se traduce en una garantía de suministro de combustible prácticamente ilimitada, mientras que el segundo es importante porque estos elementos son los responsables de una gran parte de la actividad del combustible irradiado.

La posibilidad de contar con un parque de reactores rápidos posibilitaría que la estrategia de ciclo de combustible no tuviese que ser necesariamente de tipo abierto, como en la mayoría de los países que cuentan con energía nuclear, sino una variación del ciclo cerrado avanzado donde el plutonio y los actínidos minoritarios separados del combustible irradiado forman parte del nuevo combustible que generará energía eléctrica.

En este trabajo se analiza un hipotético escenario de generación en España, comprobando si un parque de dichos reactores resolvería algunos de los retos con los que la energía nuclear de fisión actual se enfrenta, ya que, como se ha dicho anteriormente, este tipo de reactores mejoran la seguridad, garantizan el suministro y gestionan más eficientemente tanto su propio combustible como el combustible irradiado en los reactores LWR actuales.

A continuación se presentan las características y objetivos de los sistemas innovadores de Gen-IV, entre los que se encuentran los reactores rápidos más avanzados, que dan un salto en concepto y en tecnología respecto a los reactores de Generación III+. Posteriormente se presenta una descripción del caso nuclear español y finalmente se detallan los resultados del estudio mostrando qué efectos tendría este escenario sobre el aprovechamiento y necesidades del combustible, así como sobre la reducción del inventario radioisotópico del combustible gastado ya existente y producido por la propia generación de reactores rápidos.

## 2. Descripción de las tecnologías consideradas

### 2.1. Generación IV. Objetivos

La nueva generación de sistemas nucleares pretende superar las prestaciones de las generaciones precedentes en términos de sostenibilidad, competitividad industrial, seguridad y resistencia a la proliferación. Además de producir electricidad, muchos de estos sistemas servirán para producir calor para diversas aplicaciones industriales (cogeneración) o para generación de hidrógeno.

Los cuatro objetivos básicos que se persiguen son, por tanto:

- a) **Desarrollo sostenible:** Se traduce en un aprovechamiento óptimo de los recursos naturales, mediante la utilización de U238 para reproducción (en reactores rápidos). Además se garantiza el suministro de combustible, ya que permiten la utilización del potencial energético de un máximo de 96% disponible en combustible gastado de los LWR. Mediante la reproducción de combustible, se aumenta respecto a un reactor térmico la cantidad de energía extraída de la misma porción de uranio en un factor 50 aproximadamente.  
Por otra parte, muchos de estos sistemas permiten la eliminación de gran parte de los actínidos presentes en el combustible gastado mediante su transmutación. A su vez, mediante la producción eléctrica nuclear se reduce las emisiones de gases de efecto invernadero a la atmósfera, contribuyendo a la protección medioambiental.
- b) **Competitividad industrial:** Siguiendo las mismas motivaciones planteadas para los reactores de Generación III, se busca la máxima seguridad con sistemas de prevención y mitigación, con diseños más robustos que permitan una mejor operación y mantenimiento y por último un aumento del factor de capacidad (hasta un 92%) y vida de la planta (hasta 60 años). Económicamente, se mantiene la tendencia de las generaciones anteriores (alto coste de inversión inicial y bajos costes de operación). Sin embargo, los sistemas de IV generación mejorarán su eficiencia térmica aumentando la temperatura del refrigerante. Además, muchos de ellos permitirán la cogeneración y la producción de hidrógeno.
- c) **Seguridad y fiabilidad:** Se abarca mediante la defensa en profundidad y reduciendo al máximo los riesgos de accidente. Uno de los objetivos de Gen-IV es eliminar la necesidad de evacuación del público que vive o trabaja en los alrededores de la instalación en caso de accidente, independientemente de las causas y gravedad del mismo. Además se buscan sistemas más simples y eficaces, que incluyan seguridad pasiva.
- d) **Resistencia a la proliferación y protección física:** A raíz del tratado de No Proliferación Nuclear (NPT) la energía nuclear ha de garantizar el uso pacífico de su tecnología. Y éste es uno de los objetivos principales de los reactores nucleares de Gen-IV. En este sentido una gran cantidad de plutonio civil o militar se podría eliminar via su utilización en reactores de IV Generación (reactores rápidos) y ADS. La ventaja de los reactores rápidos respecto al posible uso indebido del plutonio es que el tipo de plutonio que se extrae del combustible irradiado se encuentra “contaminado” por la presencia de los distintos isótopos del Pu, lo que dificulta la extracción exclusiva del Pu239, uno de los principales materiales utilizados para la fabricación de bombas nucleares.

## 2.2. Reactores Rápidos de Sodio (SFR)

El reactor rápido refrigerado por sodio resulta ser el sistema más prometedor de los considerados por el GIF, principalmente por su mayor nivel de desarrollo y experiencia operativa internacional demostrada a través de numerosas unidades de ese tipo a lo largo de los años. Hay que recordar que este tipo de reactores están actualmente en operación en países como Rusia, China o Japón, a los que pronto se añadirá India. Sin embargo, el SFR de IV Generación va a incorporar diversas optimizaciones respecto a sus predecesores, de forma que satisfagan los criterios establecidos para reactores de IV Generación.

Los reactores rápidos son especialmente interesantes pues gracias al espectro neutrónico rápido permiten la transmutación de algunos de los actínidos más importantes, denominados actínidos minoritarios (Am, Cm y Np), mediante su incorporación al combustible fresco, de forma que se reduzca significativamente la radiactividad del combustible gastado.

Además, los reactores rápidos son capaces de reproducir el combustible en el seno del reactor, de forma que a partir de U238 se puede generar Pu239 mediante diversas reacciones de captura y desintegraciones nucleares. Gracias a la reproducción, se puede conseguir un máximo aprovechamiento del potencial energético disponible en las colas de enriquecimiento y combustible gastado de los reactores convencionales, aumentando considerablemente la disponibilidad del recurso natural.

Los inconvenientes de los reactores rápidos han estado principalmente vinculados a la seguridad. Por un lado el sodio presenta un coeficiente de reactividad por vaciado que puede llegar a ser positivo. Como consecuencia, se están elaborando múltiples estudios de optimización que permitan encontrar configuraciones en que este coeficiente se encuentre dentro de los límites de seguridad. Por otra parte, la introducción de MA en el combustible conlleva una serie de dificultades añadidas en cuanto a comportamiento, manipulación y fabricación del combustible. No obstante, muchas de estas dificultades se reducen mediante la utilización de un sistema heterogéneo de recarga, en lugar de uno homogéneo.

## 2.3. Ciclos de combustible

Dependiendo del grado de apuesta por la energía nuclear, los países han ido definiendo diferentes estrategias respecto al uso y tratamiento del uranio. La opción más común es la llamada *once-through*, donde los elementos combustibles son fabricados para un sólo uso en el reactor, es decir, después de su irradiación en el reactor se almacenan en piscinas o en seco y así se mantendrán el resto del tiempo hasta que su radiación se detenga. Ésta es la opción elegida en la mayoría de los países (Estados Unidos, Canadá, Suecia, Finlandia, España y Unión Sudafricana). Dentro de este plan existen variantes, como la propuesta por Suecia o Canadá, donde los almacenes de combustible permiten que se recupere el material del almacenamiento si se decidieran modificar la estrategia y reutilizar el combustible irradiado.

Otras alternativas al ciclo *once-through* son aquellas que reprocesan parte del combustible irradiado. En las plantas de reproceso que países como Francia, Reino Unido o Japón tienen, se separan los productos de fisión, el uranio y plutonio. El plutonio en combustible gastado representa un 1% donde aproximadamente un 60% es <sup>239</sup>Pu. Con el uranio y este plutonio se fabrican nuevos combustibles, que serán utilizados de nuevo en reactores LWR o en los futuros Gen-IV. A este tipo de combustible se le denomina MOX porque ya no sólo contiene óxido de uranio, sino que mezcla óxido de uranio y plutonio con una proporción que varía entre 3 y 8%. Este rango depende de la riqueza con contenga de <sup>239</sup>Pu. Para el plutonio extraído del

combustible gastado la proporción en el MOX suele ser del 7%. Si por el contrario se usa plutonio proveniente del desarme nuclear, con un contenido del 90% en  $^{239}\text{Pu}$ , entonces sólo se necesita usar 5% de plutonio en la mezcla.

La estrategia más avanzada de ciclos de combustible que se estudia hoy en día es la que además del reciclado de U y Pu, aporta una separación y reutilización de los actínidos minoritarios (Am, Np y Cm) para lograr reducir el inventario radiactivo del material gastado. Este método tiene ventajas, pero también inconvenientes como la mayor dosis recibida en el reprocesado. Por ejemplo la manipulación con curio es más dura ya que es emisor de neutrones y requiere blindajes para proteger a los trabajadores. Otro inconveniente es la generación de otros elementos más pesados durante su irradiación en los reactores rápidos.

Para esta opción de ciclo se abren también variantes. El espectro rápido se puede conseguir en reactores críticos, que significan una apuesta nuclear por los sistemas innovadores de cuarta generación o bien en reactores subcríticos, donde se abandona la energía nuclear y ya sólo se pretende minimizar el impacto de los residuos reduciendo la cantidad de residuos a gestionar. Sea cual sea la estrategia seguida por cada país, el destino definitivo del combustible gastado (ya sea con una única etapa de irradiación o con varias) será un almacén geológico profundo que supondrá la gestión final del residuo.

En la actualidad el planteamiento español consiste en mantener el combustible gastado en piscinas de enfriamiento tras su irradiación en el reactor. Posteriormente está planteada la construcción del Almacén Temporal Centralizado (ATC) que albergará todo el combustible generado por las centrales españolas y tras un periodo adecuado de almacenamiento, el paso siguiente sería disponerlo en un almacén geológico profundo (AGP) donde quedaría almacenado de forma segura durante el resto de tiempo que necesita hasta que los isótopos que contiene decaigan y se conviertan en estables.

### **3. Cálculo del escenario español**

Para ser capaces de prever la situación energética que se podrá dar en el futuro se debe, por un lado, estimar cómo evolucionará la demanda de electricidad en los años venideros y por otro lado calcular con qué recursos se contará para hacer frente a esta demanda. Este ejercicio ya ha sido propuesto en diferentes ámbitos geográficos. Además de resumir las conclusiones de algunos de estos otros análisis, este trabajo presenta su propio estudio sobre el caso particular español.

#### **3.1. Estudios previos de escenarios energéticos**

A lo largo de los últimos años se han efectuado a cargo de distintas organizaciones internacionales diversos estudios sobre el impacto de escenarios relacionados con reactores de Generación IV. ENEA recientemente ha publicado un estudio en el que aborda el análisis de diversos escenarios de transición a reactores rápidos de sodio (SFR) a nivel tanto regional (Europa) como mundial (Ref. 1). En dicho estudio se investiga la máxima capacidad de explotación de SFRs previsible teniendo en cuenta los recursos disponibles de uranio natural y plutonio para satisfacer distintos niveles de demanda eléctrica que se postulan. Para ello usan el código DESAE. El esquema de solape de las diferentes generaciones nucleares que se plantea se muestra en la Figura 1.

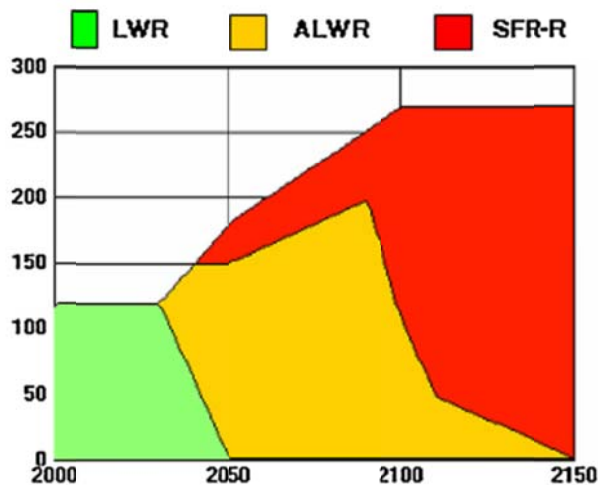


Figura 1. Escenario europeo con demanda eléctrica creciente. Fuente: ENEA (Ref 1)

Entre las conclusiones del estudio se desprende que a nivel regional, los recursos naturales disponibles no suponen una limitación a la máxima capacidad de explotación de SFRs trabajando con una tasa de reprocesamiento de 3000t/año. Sin embargo a nivel mundial sí existiría una dependencia fuerte respecto al recurso disponible.

Por otro lado, la Universidad de Zagreb (Croacia) ha elaborado un estudio (Ref. 2) sobre la reducción de CO<sub>2</sub> alcanzable siguiendo un escenario en el que la demanda eléctrica sea cubierta por reactores de fisión de acuerdo con la cantidad y disponibilidad del recurso de uranio estimado sin recurrir al reprocesamiento. Dicho estudio trata de argumentar la necesidad de la energía nuclear de fisión para hacer frente al cambio climático a la vez que se evitan los temas relacionados con proliferación nuclear.

### 3.2. Hipótesis del escenario español

La demanda de electricidad en España se situó el pasado 2010 en 260.696 GWh. La serie de consumo y producción de los últimos 40 años se muestra en la Figura 2. Es importante destacar dos hechos, por un lado la tasa creciente anual, que ronda el 5% y por otro el cambio de tendencia en los últimos años. La explicación de este último hecho está en el retroceso de la actividad económica que tiene una clara incidencia en la demanda de electricidad. A partir de este cambio de tendencia surge la duda de cómo será el crecimiento de la demanda en los próximos años, si seguirá creciendo con tasas tan altas como antes de la crisis económica o por el contrario se contendrá y crecerá más lentamente.

La contribución de la energía nuclear al total de producción ronda el 20% en los últimos años. Sólo fue a principios de la década de los 90 cuando las plantas nucleares llegaron a aportar casi un tercio del total producido.

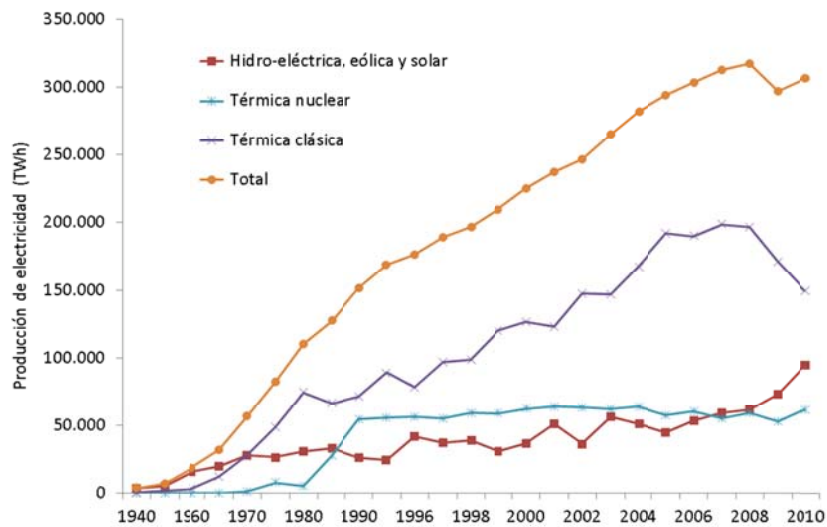


Figura 2. Evolución del consumo y producción de electricidad en España. Fuente: Foro Nuclear

Para situarnos en el estado energético del año 2030 se han hecho dos aproximaciones, basadas en estudios de escenarios europeos y mundiales (Ref 1, 2). En el primer escenario **A1** se supone una demanda constante de potencia eléctrica fijada en el dato del pasado año (29,7 GWe) y en el otro escenario **A2** se supone una aproximación de demanda creciente. Asumiendo que esta demanda eléctrica será cubierta por la generación nuclear en un 33%, el esquema quedaría como muestra la Figura 3.

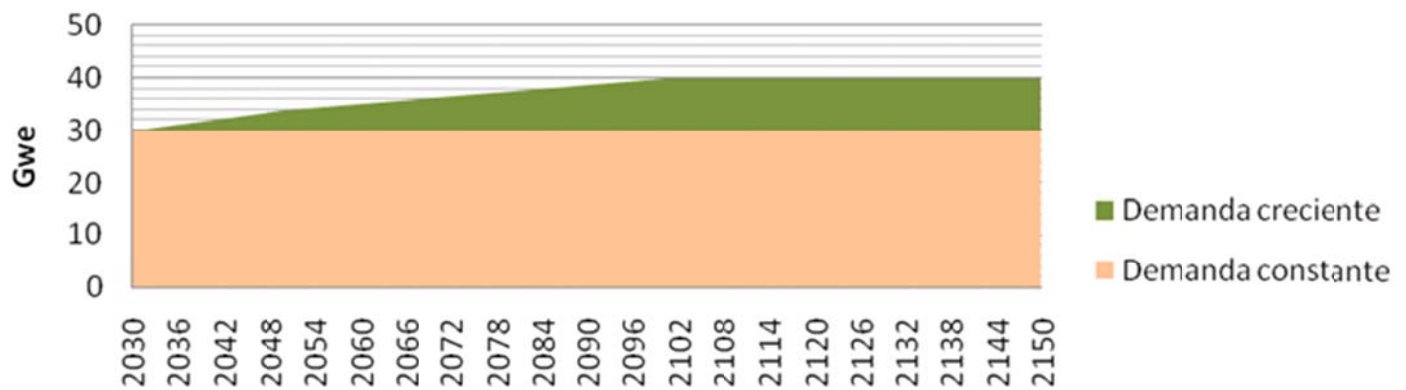


Figura 3. Escenarios de demanda de potencia instalada

Las características del parque nuclear español se muestran en la Tabla 1. Estos datos son necesarios para hacer una previsión del estado en que se encuentre el mismo en el año 2030, fecha en que, en el caso pesimista que hemos tomado como hipótesis, todas las centrales nucleares habrán concluido su periodo de operación si no se produce una extensión de vida y se mantienen sus vidas útiles en 40 años.

La estimación de material combustible generado en todos los años de operación del conjunto de centrales es de 5659.9 t. En la Figura 4 se muestra en escala logarítmica la composición del material irradiado.

	Potencia eléctrica (MWe)	Inicio de Operación	Finalización de operación estimada
José Cabrera	160	1968	2006*
Garoña	466	1970	2013
Almaraz I	980	1980	2020
Almaraz II	984	1983	2023
Asco I	1032	1982	2022
Asco II	1027	1985	2025
Cofrentes	1097	1984	2024
Vandellos I	480	1972	1989*
Vandellos II	1087	1987	2027
Trillo	1066	1987	2027

\*Fecha real de finalización de operación

Tabla 1. Reactores operados en España suponiendo que no hay alargamiento de vida más allá de los 40 años

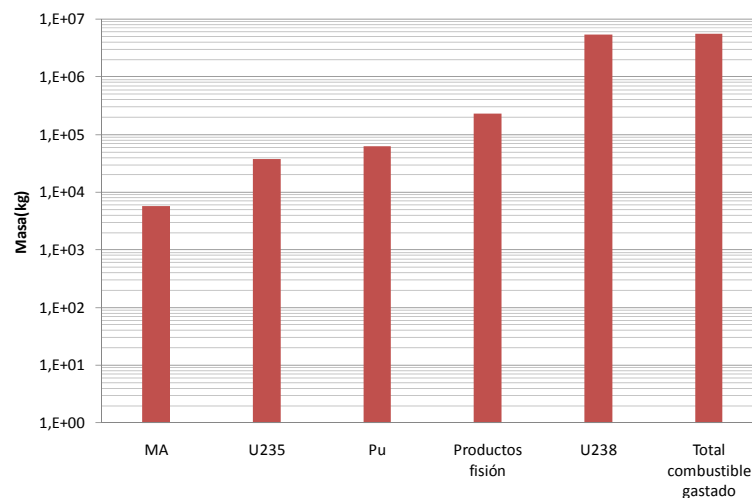


Figura 4. Composición estimada de los residuos de alta actividad procedentes del combustible gastado en 2030

### 3.3. Análisis y resultados

Dado que el sistema más prometedor de los considerados por el Foro Internacional de Gen-IV es el SFR (Sodium Fast Reactor), para este estudio se ha supuesto de que la flota de Reactores de IV Generación está cubierta únicamente por SFR, concretamente con las características del Reactor Rápido refrigerado por Sodio Europeo (ESFR) (Ref. 3,4), de acuerdo con las especificaciones del proyecto homónimo. Dicho reactor se estima que tendrá una potencia térmica de 3600MW, y como hipótesis se toma un rendimiento en la conversión de energía térmica del 38%, lo que lo sitúa en los 1370Mwe.

El esquema del cálculo realizado es el siguiente. En primer lugar se calcula el número de reactores rápidos tipo ESFR que serían necesarios para cubrir la demanda eléctrica española en un 33% aproximadamente

para cada uno de los escenarios planteados (**A1** y **A2**). A continuación, se comprueba si los recursos nacionales de combustible (plutonio y uranio en minas, colas de enriquecimiento y combustible irradiado) supondrían alguna limitación para la explotación de la flota propuesta y si así fuera, se recalcula la flota de SFRs con la que España sería autosuficiente y autónoma respecto a generación nuclear (escenario **A3** y **A4**).

Para los casos en que es necesario reprocesamiento del combustible, asumimos, de acuerdo con la metodología actual, 5 años de enfriamiento en piscina más un año extra para realizar el reproceso

Para los dos casos A1 y A2 la demanda de potencia eléctrica instalada en 2030 es 29.75 Gwe y la aportación de la potencia nuclear sería de 9.58 GWe que se generarían con una flota de 7 reactores operando de forma continua. Para el caso de demanda constante, al cabo de 60 años se sustituirían éstos por otra flota de reactores nuevos, aportando a lo largo de los 120 años de duración del estudio una potencia eléctrica de origen nuclear que supone una aportación constante de un 32.19% Vease la Figura 5. En total para el periodo 2030-2150 se necesitarían 14 reactores tipo ESFR operando 60 años cada uno.

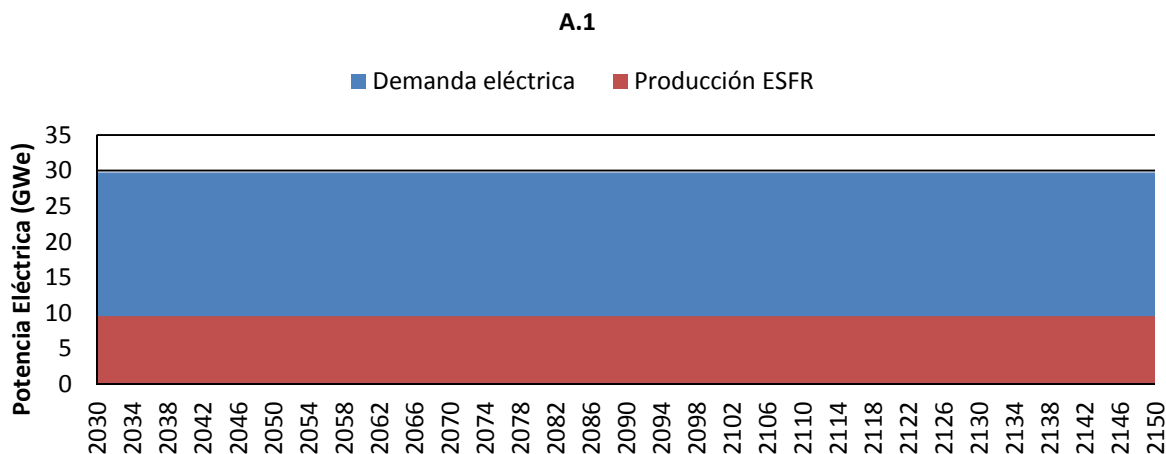


Figura 5. Demanda total y nuclear de potencia instalada para el escenario de demanda eléctrica constante

Para el escenario de demanda creciente A2 (Figura 6), se comprueba que es necesaria la incorporación paulatina de reactores puntuales para mantener el compromiso aproximado del 33% de cuota nuclear. Así que además de los 7 reactores iniciales se tendrán que añadir otros dos para el primer período de 60 años y un tercero nuevo en el segundo período (2090-2150). De manera que en total para el periodo 2030-2150 se necesitarían 19 reactores tipo ESFR operando 60 años cada uno.

Como ya se dijo, además de estudiar cómo cubrir el 33% de la demanda eléctrica constante o creciente con reactores rápidos, también se analiza la viabilidad de estos casos respecto a la disponibilidad de recursos nacionales, tanto de uranio como de plutonio, para abastecer a la flota de reactores de forma autosuficiente.



## A.2

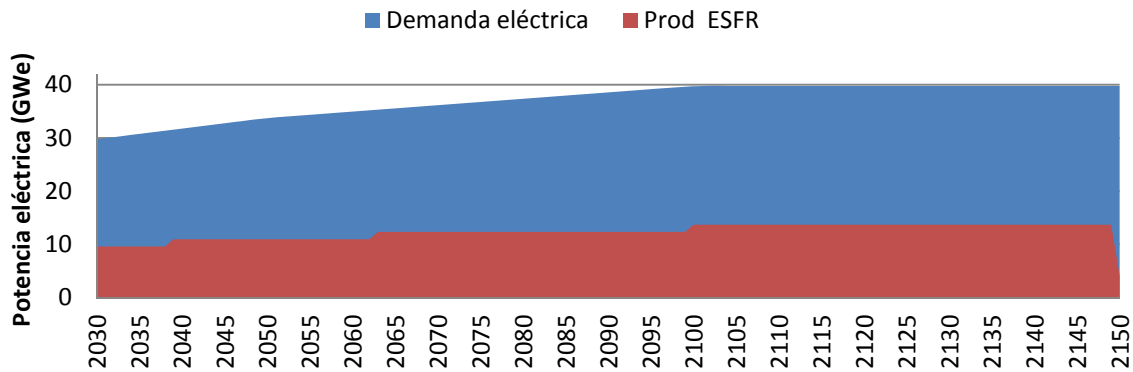


Figura 6. Demanda total y nuclear de potencia instalada para el escenario de demanda eléctrica creciente

Como se ha discutido previamente, los reactores rápidos funcionan con uranio natural o empobrecido, es decir, el isótopo necesario en este caso sería el U238. Éste se puede obtener por varias vías: mina, colas de enriquecimiento, y del reprocesado del combustible gastado de los LWR. Teniendo en cuentas dichas vías se plantean los siguientes escenarios:

- B1: U238 obtenido únicamente de la mina. Se obtiene una cantidad estimada de 12213,9 t (cálculos basados en Ref.7)
- B2: U238 obtenido de la mina y de las colas de enriquecimiento. La cantidad estimada de U238 en este caso aumentaría a 64400 t
- B3: U238 obtenido de la mina y del reproceso. Este caso aportaría una cantidad aproximada de 17500 t
- B4: Uranio obtenido de la mina, de las colas de enriquecimiento y del reproceso. Con todos los recursos posibles se disponía de 69700t aproximadas de U238

Partiendo de las necesidades de U238 para la vida entera de un reactor ESFR, se obtiene los siguientes resultados (Tabla 2). Recordando que el escenario A1 necesitaba 14 reactores y el A2 necesitaba 19, se concluye que para todos los escenarios planteados, a excepción del escenario en el que el U238 sólo se obtiene por la minería y la demanda eléctrica es creciente, el uranio disponible en España permitiría hacer funcionar una flota de ESFR aportando anualmente un 33% aproximado a la generación eléctrica nacional.

	Número de reactores ESFR viables
<b>B1.</b>	18
<b>B2.</b>	97
<b>B3.</b>	26
<b>B4.</b>	105

Tabla 2. Número de reactores que podrían ser alimentados con el uranio disponible para cada escenario

Respecto al plutonio, sin embargo, se comprueba que dado que la cantidad disponible del mismo en España se encuentra únicamente en el combustible gastado de las centrales LWR, no sería suficiente para abastecer a todos los reactores propuestos. Sin embargo, haciendo uso de la posibilidad de reproducción que este tipo de reactores proporciona, calculamos que con el plutonio disponible se podría abastecer 3 reactores durante un primer ciclo de unos 6 años. Al cabo de este período, se postulan 5 años de enfriamiento en piscina y 1 año para el reproceso, al término del cual se podrá disponer del plutonio necesario para abastecer a los reactores que faltan. De esta manera, el plutonio necesario para hacer operar la flota de reactores planteadas se podría ir generando en el seno de los reactores en operación.

Al recalcular la flota nuclear de ESFR en cada uno de los escenarios de demanda constante (A3) y creciente (A4) se obtiene la siguiente distribución (Figura 7 y Figura 8)

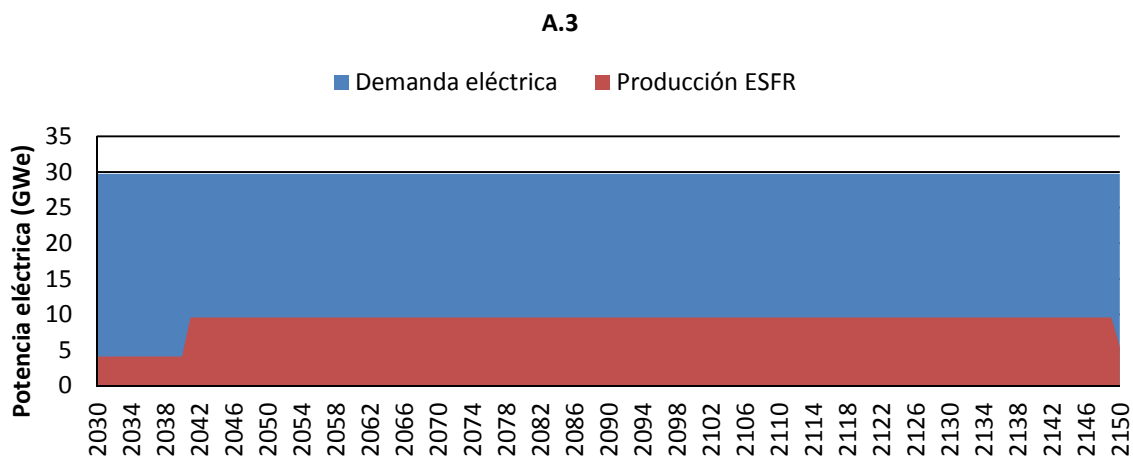


Figura 7. Demanda de potencia para el escenario de limitación inicial de Pu y demanda eléctrica creciente

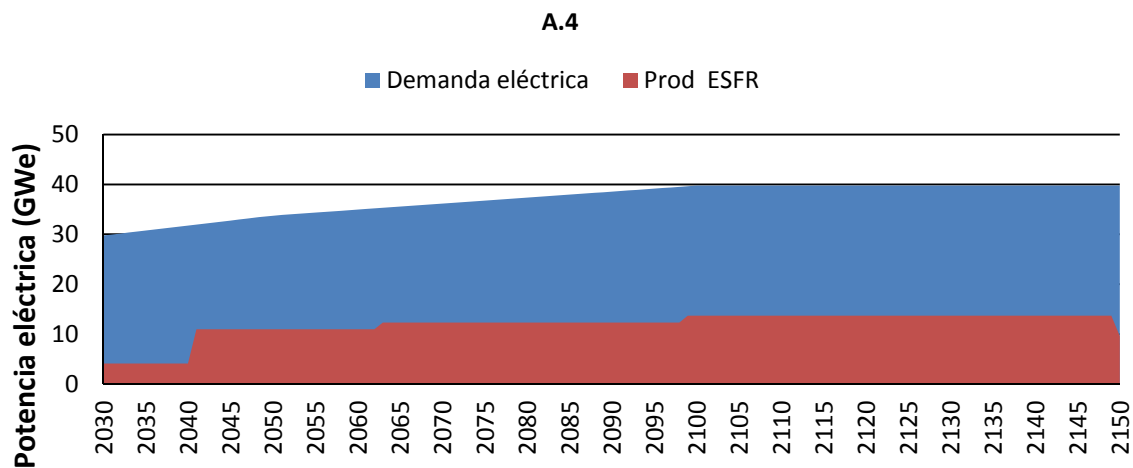


Figura 8. Demanda de potencia para el escenario con limitación inicial de Pu y demanda eléctrica creciente

Los resultados también se muestran en la Tabla 3, donde se indica para cada escenario el número de reactores y el año de inicio de operación compatible con los requisitos de disponibilidad de Pu.

A1		A2		A3		A4	
Año	Reactores	Año	Reactores	Año	Reactores	Año	Reactores
2030	7	2030	7	2030	3	2030	3
2090	7	2039	1	2041	4	2041	5
		2063	1	2090	3	2063	1
		2090	7	2101	4	2090	3
		2099	1			2099	1
		2100	1			2101	5
		2123	1			2123	1
Totales:	14		19		14		19

Tabla 3. Número de reactores y año de inicio de operación para cada escenario

### 3.4. Reducción de residuos: transmutación

A la hora de analizar la capacidad transmutadora de los reactores de cuarta generación se han hecho varias hipótesis. La cantidad total acumulada de combustible gastado del parque LWR español se ha estimado en 5660 t, basándose en las hipótesis contempladas en los apartados anteriores. Si de todo este combustible el 0.1% corresponde a actínidos minoritarios, entonces tendremos 5660 kg de Am, Np y Cm, donde la proporción en que están distribuidos (Figura 9) se ha tomado de varias referencias (Ref.3 y 4).

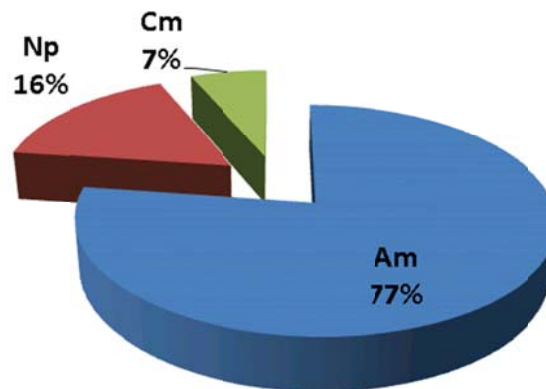


Figura 9. Proporción de los actínidos minoritarios en el combustible gastado

Una vez conocida la cantidad y proporción de elementos transuránicos presentes en el conjunto de combustible gastado español, aplicando las tasas de transmutación de la configuración de recarga homogénea, se obtienen las siguientes reducciones en las masas (Figura 10).

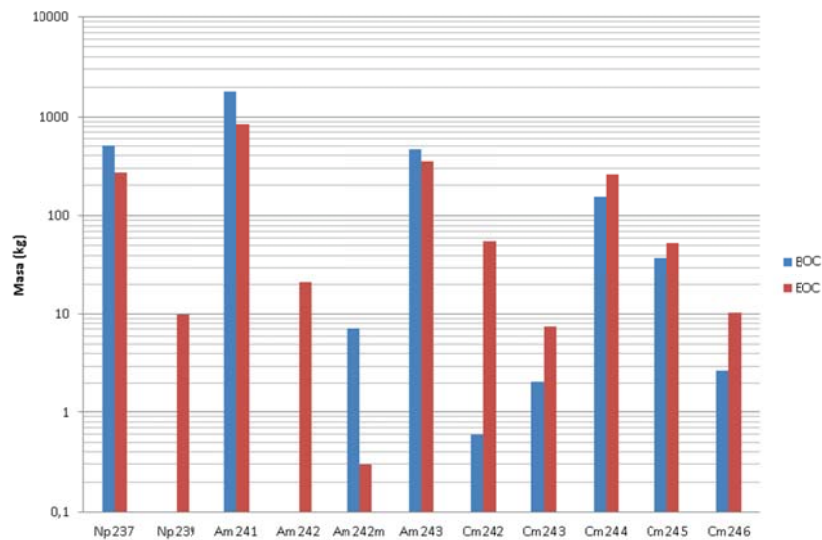


Figura 10. Masas a BOC y EOC de los principales isótopos de Np, Am y Cm

Estos datos muestran que en cada ciclo de irradiación el 39% del americio presente al inicio será consumido, el 43% del Neptunio también desaparecerá, pero aparecerá una pequeña cantidad de Cm.

Para evaluar el efecto de la transmutación no sólo miramos las evoluciones de las masas de cada elemento, sino que también nos fijamos en la actividad radiactiva que presentará el conjunto del material nuclear a lo largo de los años de funcionamiento de los ESFR.

En el primer ciclo de operación de los ESFR sólo habría actínidos para ser transmutados en un sólo ESFR. El resto de reactores empezarían con combustible MOX únicamente. En los siguientes ciclos, dependiendo de los AM generados, habría que separar y reprocesar para fabricar nuevos combustibles MOX con MA.

Centrándonos en el escenario A1 únicamente, vemos que la evolución total de las masas de actínidos minoritarios en el conjunto de los reactores es decreciente a largo plazo (Figura 11). Se observa inicialmente un aumento en el primer ciclo de irradiación, pero posteriormente la tendencia es claramente reductora de las masas.

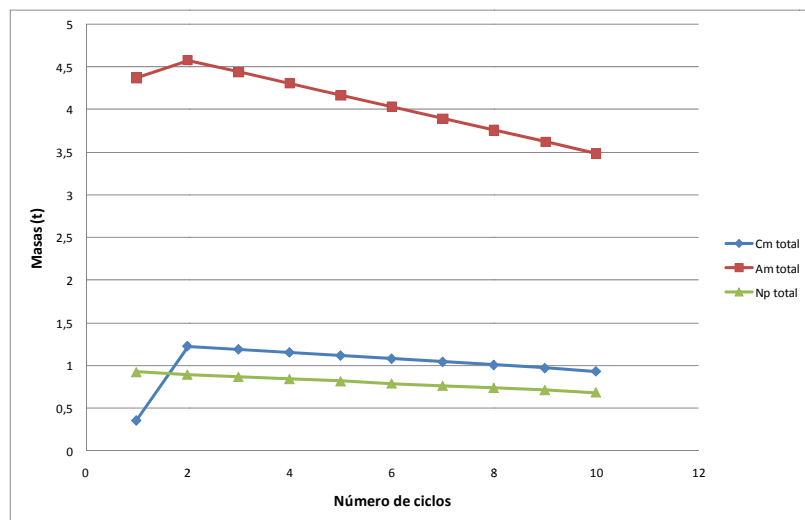


Figura 11. Evolución de las masas totales de AM en función del número de ciclos de un reactor SFR

Con respecto a la actividad que genera por el total del combustible en el escenario **A1**, también se observa una reducción, como muestra la Figura 12.

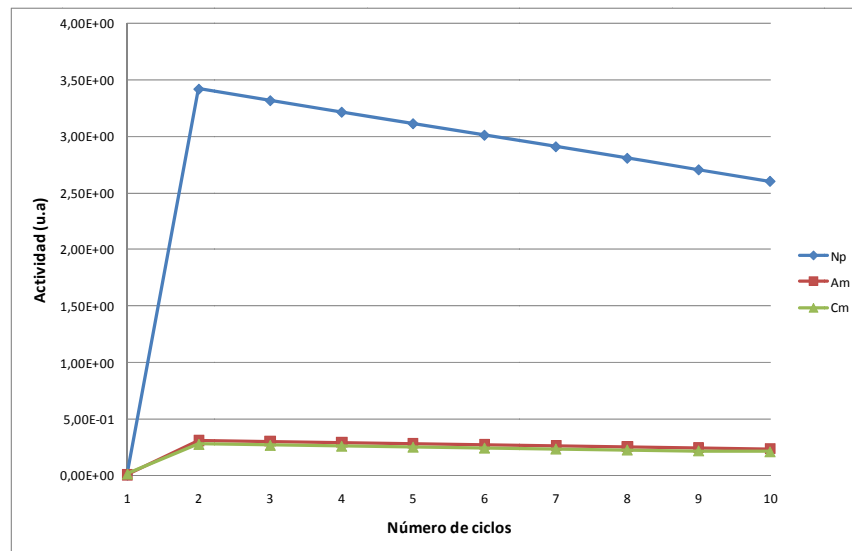


Figura 12. Evolución de radiactividad total del inventario nuclear

### 3.5. Aspectos relacionados con proliferación

La generación de plutonio a partir del U238 se lleva a cabo por reacciones de captura:

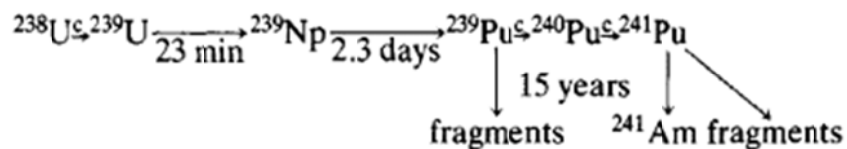


Figura 13 Reacción de generación de Pu a partir de U

A medida que se incrementa el contenido de otros actínidos más pesados en el combustible, la generación de Pu por reacciones de captura o de decaimiento alpha, va ampliando la presencia de otros isótopos del Pu como el 241. La Figura 14 muestra estas otras vías. La utilización sucesiva de Pu tras el reprocesado se va haciendo más ardua, porque el contenido en  ${}^{239}\text{Pu}$  es menor. Esto afecta de forma positiva al aspecto de la no proliferación, ya que es este  ${}^{239}\text{Pu}$  el más valorado para el armamento nuclear. Por tanto cuanto más se aproveche el Pu en los reactores rápidos, menor será la facilidad con que se logre extraer su isótopo  ${}^{239}\text{Pu}$  para usos no pacíficos.

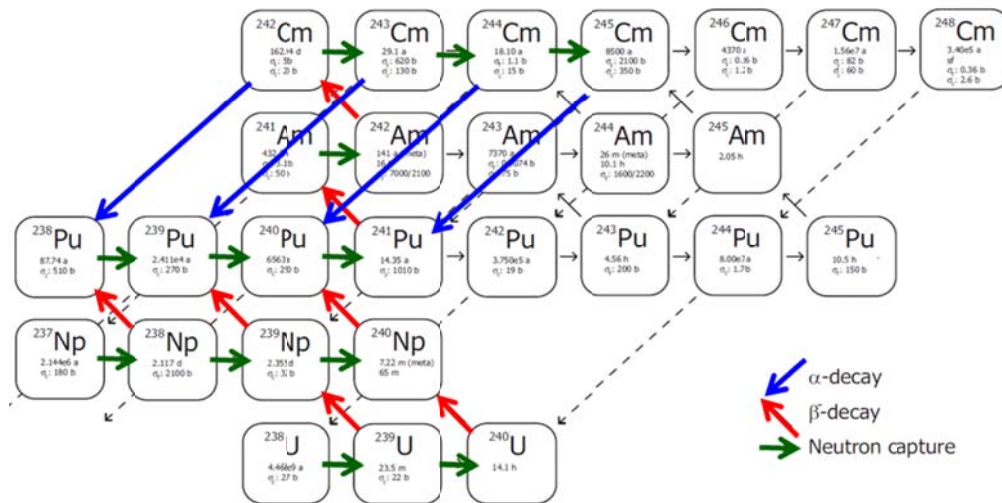


Figura 14 Reacciones de desintegración que generan Pu

## 4. Conclusiones

Para acercar la generación IV a nuestra realidad geográfica, este estudio ha querido mostrar cuáles son las posibilidades que ofrece el caso español para albergar un parque nuclear Gen-IV. También se han hecho estimaciones numéricas para constatar que los objetivos de garantía de suministro y de reducción del inventario radiactivo se cumplen.

Las conclusiones de este estudio para el caso español son varias. Por un lado la cantidad de U necesaria para la operación de los reactores ESFR está garantizada, ya sea en el escenario de aportación única del U de las minas o bien en el más favorable donde además se tienen en cuenta las colas de enriquecimiento y se reprocesa el combustible gastado.

Respecto a la necesidad de Pu239 para iniciar la operación de los reactores rápidos, se ha visto que no es suficiente la que existirá en el año 2030 para arrancar los 7 reactores ESFR que cubrirían el 33% de la demanda eléctrica. Por ello, sólo podrían instalarse inicialmente 3 reactores y posteriormente tras la reproducción de combustible y la incorporación del Pu reprocesado, se conseguiría Pu suficiente para arrancar el resto de reactores.

Por último, como la cantidad de Am, Np y Cm que existirá en el ATC en el año 2030 es pequeña, sólo hace falta un reactor ESFR donde introducir estos actínidos para transmutarlos. El resto de reactores podrán operar únicamente con combustible MOX. Considerando también la trasmutación de los MA que se generen en estos reactores, tanto la cantidad de MA como su actividad radiactiva asociada se reducen paulatinamente a lo largo de los ciclos de irradiación.

Este trabajo puede servir como primera aproximación para fijar ideas respecto a las ventajas reales que la Generación IV aportaría al caso español. Sin embargo se reconocen las limitaciones de este estudio debido a ciertas hipótesis simples tomadas. Por ello es necesario una mejora en el tratamiento de algunas

aproximaciones y se planea como futura extensión, mejorar las suposiciones tomadas añadiendo más complejidad a los cálculos.

También forma parte del futuro trabajo que queda por hacer, realizar un estudio de sensibilidad de los parámetros que influyen en el resultado final. Para ello se ha de estudiar la estimación de la cantidad de combustible gastado del que se parte, las tasas de transmutación y de reproducción del combustible, así como las estrategias de reprocesado para el combustible gastado del ESFR.

## 5. Bibliografía

1. Bianchi F, Calabrese R, Glinatsis G et al. Nuclear Engineering and Design 241 (2011) 1145–1151
2. Knapp V, Pevac D y Matijevic M. Energy Policy 38(2010)6793–6803
3. Ochoa Valero R, García-Herranz N, y Aragonés J.M. “Análisis de la transmutación de Actínidos Minoritarios en un reactor rápido de sodio con modelo de carga homogéneo mediante el código MCNPX-CINDER” REUNIÓN ANUAL DE LA SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA 2010
4. Pérez-Martín S, Martín-Fuertes F y Alvarez-Velarde F. Proceedings of ICAPP 2011 Nice, France, May 2011 Paper 11419
5. Piera M. Energy Conversion and Management 51 (2010) 938–946
6. The Nuclear Fuel of Pressurized Water Reactors and Fast Neutron Reactors: Design and Behavior. Bailly H. , Menessier D, Prunier C. Commissariat á l'Énergie Atomique 1999
7. NEA. Uranium 2009: Resources, Production and Demand. OECD Publications. Paris, 07/28/2010.